Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»

А.Н. Довбня, А.В. Мазилов

# Ускорители электронов: дозиметрия и радиационные риски



Харьков 2014

### СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие		13
Раздел 1.	Создание, назначение и технические	
	характеристики линейных ускорителей	
	комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000	30
1.1.	Из истории созлания ускорителей в ННШ ХФТИ	30
1.2.	Назначение и технические характеристики линейных	
	vскорителей комплекса ЛУЭ-300–ЛУЭ-2000	42
1.2.1.	Линейный ускоритель ЛУЭ-300	44
1.2.2.	Линейный ускоритель ЛУЭ-40	46
1.2.3.	Линейный ускоритель ЛУЭ-2000	46
1.2.4.	Линейный ускоритель ЛУЭ-10	50
1.2.5.	Линейный ускоритель ЛУЭ-60	51
1.2.6.	Линейный ускоритель ЛУЭ-ЛИК	52
1.2.7.	Линейный ускоритель ЛУЭ-100	53
1.2.8.	Линейный ускоритель ЛУЭ-КУТ	54
1.2.9.	Линейный ускоритель ЛУЭ-ЭПОС	55
1.2.10.	Линейный ускоритель ЛУЭ-КУТ-20	56
1.2.11.	Ускоритель ИЛУ-200	57
Разлел 2.	Ралиационные факторы ускорителей комплекса	
1 494001 20		58
21	Характеристика ускорителей как источников	00
2.1.	ионизирующих излучений	58
22	Классификация источников ионизирующих излучений	50
2.2.	ускорительного комплекса	60
Разлел 3		62
Газдел 5.		04
1 аздел 4.	методы и средства контроля радиационной	71
Danzaz 5	ООСТАНОВКИ	/1
Раздел 5.	методы и средства индивидуального	=0
<b>5</b> 1	дозиметрического контроля	78
5.1.	Описание методов и средств индивидуального контроля	/9
5.2.	Исследование характеристик термолюминесцентных	0.1
D	детекторов	81
Раздел 6.	Радиационная обстановка с внутренней стороны	- <b>-</b>
	защиты	85
6.1.	Доза излучения	85
6.2.	Наведенная радиоактивность и основные	
	закономерности ее образования	85
6.3.	Радиоактивное загрязнение воздуха рабочей зоны	
	ускорителей	88
6.4.	Экспериментальные исследования радиационной	
	обстановки с внутренней стороны защиты ускорителя	
	ЛУЭ-2000	89

6.4.1.	Схема и методика эксперимента	90
6.4.2.	Исследование гамма-активности образца-мишени	92
6.4.3.	Исследование наведенной гамма-активности элементов	
	конструкции ускорителя и защиты	95
6.4.4.	Исследование аэрозольной фазы воздуха рабочей зоны	
	ускорителя ЛУЭ-2000	97
6.4.5.	Исследование аэрозольной фазы воздуха рабочей зоны	
	ускорителей КУТ и ЭПОС	101
6.4.6.	Исследование газовой фазы воздуха рабочей зоны	
	ускорителя ЛУЭ-2000	104
6.5.	Выводы из раздела 6	106
Раздел 7.	Радиационная обстановка с внешней стороны	
	защиты: экспериментальные результаты	108
7.1.	Спектральный состав гамма-нейтронного излучения с	
	внешней стороны защиты ускорителей ЛУЭ-300 и ЛУЭ-	
	2000	108
7.1.1.	Методика измерений спектрального состава гамма-	
	нейтронного излучения	109
7.1.2.	Спектральный состав гамма-излучения	110
7.1.3.	Спектральный состав нейтронного излучения	113
7.2.	Радиационная обстановка на рабочих местах персонала	116
7.3.	Результаты индивидуального дозиметрического	
	контроля персонала	121
7.4.	Гамма-нейтронное излучение с внешней стороны защиты	
	ускорителя ЛУЭ-2000	127
7.5.	Техногенный радиационный фон на территории	
	промплощадки и на границе санитарно-защитной зоны	1.00
<b>-</b> - 1	ННЦ ХФІИ	129
7.5.1	Методика исследовании техногенного радиационного	100
750	фона	129
7.5.2.	Результаты исследовании техногенно усиленного	120
752	радиационного фона на территории промплощадки	130
7.3.3. 7.6	Радиационный фон на границе санитарно-защитной зоны	133
/.0.		137
газдел б.	Расчеты радиационной оостановки с внешней	
	стороны защиты комплекса ЛУ Э-300–ЛУ Э-2000	120
0.1	для новых проектов	139
8.1.	Расчет рассеивания в атмосфере Мо и определение	120
0.0	границ санитарно-защитной зоны	139
8.2.	Радиационная защита ускорительно-накопительного	1 4 4
001	комплекса H-100M: расчет и геометрия построения	144
8.2.1. 8.2.2	модель расчета	14/
8.2.2.	I ЛООАЛЬНАЯ ЗАЩИТА	151
8.2.3.	локальная защита	13/

8.3.	Выводы из раздела 8	162
Раздел 9.	Радиационно-экологические аспекты	
	микрорайона Пятихатки	163
9.1.	Радиационный контроль при работах с ураном в	
	открытом виде	163
9.2.	Контроль за очисткой сточных вод, загрязненных ураном	166
9.3.	Содержание альфа-активных радионуклидов в атмосфер-	
	ном воздухе, атмосферных выпадениях и осадках	171
9.4.	Содержание урана и других радионуклидов в почвенном	
	покрове микрорайона Пятихатки	174
9.5.	Расчет рассеивания урана в приземном слое атмосферы	180
9.6.	Радиационный гамма-фон в микрорайоне Пятихатки	181
9.7.	Радиационная обстановка в микрорайоне Пятихатки во	
	время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС	183
9.7.1.	Техногенно усиленный радиационный гамма-фон в	
	период с апреля по июнь 1986 г.	184
9.7.2.	Альфа-активность атмосферного воздуха, атмосферных	
	выпадений и осадков	185
9.7.3.	Бета-активность и спектральный состав атмосферного	
	воздуха и атмосферных выпадений	187
9.7.4.	Спектральный состав гамма-активных радионуклидов и	
	их концентрации в атмосферном воздухе	190
9.8.	Выводы из раздела 9	195
9.9.	Радиоактивные выбросы Змиевской ТЭС	196
Раздел 10.	Радиационные риски	200
10.1.	Физические величины в системе радиационной	
	безопасности и защиты в терминах риска	200
10.1.1.	Радиометрические величины	200
10.1.2.	Базовые дозиметрические величины	205
10.1.3.	Характеристики поглощения энергии излучения	
	веществом	206
10.1.4.	Концепция дозы излучения	209
10.1.5.	Эквидозиметрические величины и эффекты	
	ионизирующего излучения	210
10.1.6.	Характеристики качества излучения	213
10.1.7.	Величины для оценки риска развития эффектов	
	излучения	215
10.1.8.	Величины для определения требований к состоянию	
	радиационной безопасности	218
10.1.9.	Величины для демонстрации соответствия требованиям	
	обеспечения радиационной безопасности	221
10.2.	Возможный дозовый порог	225
10.3.	Оценка возможного риска среди персонала	
	ускорительного комплекса	230

10.4.	Проблема оптимизации радиационной защиты	237
10.5.	Эффекты Чернобыля и радиационные риски	238
Раздел 11.	Информационно-аналитическая система	
	индивидуального дозиметрического контроля	
	ННЦ ХФТИ	243
	Введение	243
11.1.	Описание базы данных программы ИАС ИДК	245
11.2.	Формируемые отчеты	246
11.2.1.	Дозиметрическая карточка	246
11.2.2.	Превышение нормативных уровней доз за заданный	246
11 2 2	Формод	240
11.2.3.	Форма I – ИДК	247
11.2.4.	Сравнительный анализ среднегодовых доз	248
11.5.	человека	248
11.3.1.	Детерминированные эффекты радиационного	
	воздействия (тканевые реакции)	248
11.3.2.	Теория радиационного гормезиса	249
11.3.3.	Стохастические эффекты радиационного воздействия на	
	человека	252
11.4.	Модель радиационных рисков UNSCEAR-94	252
11.5.	Расчет радиационных рисков сотрудников ННЦ ХФТИ,	
	состоящих на ИДК	260
11.5.1.	Характеристика персонала ННЦ ХФТИ в терминах	
	«дозовой матрицы»	260
11.5.2.	Расчет радиационных рисков сотрудников ННЦ ХФТИ	
	по модели UNSCEAR-94	265
11.5.3.	Распределение персонала ННЦ ХФТИ по значениям	
	атрибутивного, абсолютного и относительного	
	радиационных рисков	266
11.5.4.	Характеристика групп абсолютного радиационного	
	риска	268
11.5.5.	Характеристика персонала по группам абсолютного	
	радиационного риска <i>EAR</i> <sub>ALL</sub>	269
11.5.6.	Характеристика персонала групп потенциального	
	атрибутивного радиационного риска	272
11.5.7.	Характеристика персонала по группам абсолютного	
	радиационного риска на 2012, 2014 и 2022 гг	274
11.6	Выводы из раздела 11	279
Приложение А	Основные формы программы	280
Приложение Б	Формируемые отчеты	286
Заключение	<del>_</del> -	306
	Радиационные инциденты на ускорительном комплексе	318
Библиография	~ ^	322

образующихся при работе циклотрона CV-28
П1.1.       Общие сведения об ускорительном комплексе на основе циклотрона CV-28
циклотрона CV-28
П1.2.         Расчет концентраций радиоактивных газов в рабочих камерах ускорительного комплекса
камерах ускорительного комплекса
П1.3. Расчет концентрации радиоактивного газа <sup>13</sup> N в приземном слое атмосферы
приземном слое атмосферы
Приложение 2 Радиационная защита ускорителя электронов
ЛИУМ-2: расчет и геометрия построения
Введение
П2.1. Параметры работы ускорителя
П2.2. Нормативные условия радиационной безопасности 345
П2.3. Характеристика ионизирующего излучения
П2.4. Алгоритм расчета защиты
П2.5. Защитные характеристики конструкционных материалов
ускорителя
П2.6. Выбор расчетных точек
П2.7. Расчет толщины защиты
П2.8. Выводы из Приложения 2 354
Приложение 3 Особенности расчета и построения радиационной
защиты источника синхротронного излучения
ИСИ-1200 355
Введение
ПЗ.1. Радиационные параметры
ПЗ.1.1. Фотонное излучение
ПЗ.1.2. Нейтронное излучение
ПЗ.2. Исходные параметры и требования
ПЗ.3. Защита от излучения инжектора
ПЗ.4. Защита от излучения накопителя
ПЗ.5. Оценка наведенной радиоактивности деталей и
оборудования ИСИ-1200
ПЗ.6. Выводы из Приложения 3 370
Библиография к Приложениям 371
Рецензии
Сведения об авторах 378

#### CONTENTS

Preface		13
Part 1.	Development, functions and performance	
	parameters of the Complex's linear accelerators	
	LUE-300 – LUE-2000	30
11	History of the NSC KIPT accelerators developing	30
1.1.	Functions and performance parameters of the Complex's	50
1.2.	linear accelerators I $\text{LIE}_300 = \text{I} \text{LIE}_2000$	12
1 2 1	Linear accelerators LUE 300	$-\tau \Delta$
1.2.1. 1.2.2	Linear accelerator LUE 40	 16
1.2.2.	Linear accelerator LUE 2000	40 76
1.2.3.	Linear accelerator LUE 10	<del>4</del> 0 50
1.2.4.	Linear accelerator LUE 60	51
1.2.3.	Linear accelerator LUE LIK	51
1.2.0.	Linear accelerator LUE 100	52
1.2.7.	Linear accelerator LUE KUT	55
1.2.0.	Linear accelerator LUE EDOS	55
1.2.9.	Linear accelerator LUE KUT 20	55
1.2.10.	A applementary II II 200	50
1.2.11. D	De l'effert fe dans effet Constants in the feature LUE	57
Part 2.	Radiation factors of the Complex's accelerators LUE-	=0
0.1	300 – LUE-2000	58
2.1.	Characteristic of accelerators as ionizing radiation sources	58
2.2.	Classification of the accelerator complex's ionizing radiation	60
-	sources	60
Part 3.	Radiation monitoring system	62
Part 4.	Methods and means for radiation environment	
	control	71
Part 5.	Methods and means for individual dosimetry control	<b>78</b>
5.1.	Description of methods and means for individual dosimetry	
	control	79
5.2.	Investigation of thermoluminescent detector performances	81
Part 6.	Radiation environment on the internal shielding side	85
6.1.	Radiation dose	85
6.2.	Induced radioactivity and main mechanisms of its formation	85
6.3.	Radioactive air pollution in the accelerator working zone	88
6.4.	Experimental investigations of the radiation environment on	
	the internal shielding side of the accelerator LUE-2000	89
6.4.1.	Layout and technique of experiment	90
6.4.2.	Investigation of target gamma-activity	92
6.4.3.	Investigation of the induced gamma-activity of accelerator	·
· · · · · ·	members and protection elements	95
6.4.4.	Investigation of the aerosol air phase in the working zone of	-
	the accelerator LUE-2000	97

6.4.5.	Investigation of the aerosol air phase in the working zone of	101
	the accelerators KUT and EPOS	101
6.4.6.	Investigation of the aerosol gas phase in the working zone of the accelerator LUE-2000	104
65	Conclusions from the Part 6	104
0.J. Dort 7	Dediction environment on the external chielding side	100
Part /.	Radiation environment on the external shielding side:	100
	experimental results	108
7.1.	Spectral composition of gamma-neutron radiation from the external shielding side of accelerators LUE-300 – LUE-2000.	108
7.1.1.	Technique of measuring the spectral composition of gamma-	100
	neutron radiation	109
7.1.2.	Spectral composition of gamma-radiation	110
7.1.3.	Spectral composition of neutron radiation	113
7.2.	Radiation situation at personnel working places	116
7.3.	Results of individual dosimetry control	121
7.4.	Gamma-neutron radiation from the external shielding side of	
	the accelerator LUE-2000	127
7.5.	Technogenic radiation background on the industrial sector	
	territory and at the boundary of the sanitary-protection zone	
	of NSC KIPT	129
7.5.1	Methods of investigations into the technogenic radiation	
	background	129
7.5.2.	Results of investigations into the technogeneously intensified	-
	radiation background on the industrial sector territory	130
7.5.3.	Radiation background at the boundary of the sanitary-	100
	protection zone	133
7.6.	Conclusions from the Part 7	137
Part 8.	Calculations of the radiation situation on the	
	shielding external side for the new accelerators	139
8.1.	Calculation of scattering in the $^{99}$ Mo atmosphere and	
	determining of the sanitary-protection zone boundaries	139
8.2.	Radiation shielding of the accelerator-storage complex	
0.21	H-1000M: construction calculation and geometry	144
8.2.1	Calculation model	147
822	Global protection	151
823	Local protection	157
83	Conclusions from the Part 8	162
Part 9	Radiation-ecological aspects of the settlement	102
1 al t 7.	"Dystil:hatki"	163
0.1	<b>Fyalikilatki</b>	162
9.1. 0.2	Control for the wests wronium content in the open form.	103
9.2.	Control for the waste uranium-contaminated water treatment	100
9.3.	Content of alpha-active radionuclides in atmospheric falls	171
	and precipitates	1/1
		1/4

9.4.	Content of uranium and other radionuclides in the soil cover	
0.5	Coloulation of unanium coattaning in the stranger have surface	
9.5.	Lawar	190
0.6	Dediction common healteneous din the actionant	180
9.6.	Radiation gamma-background in the settlement	101
0.7	Pyalikhaiki	181
9.7.	Radiation environment in the settlement Pyatiknatki during	102
071	active phase of the accident at the Chornobyl NPP	183
9.7.1.	I echnogeneously intensified radiation background in the	104
070	period from April to June 1986	184
9.7.2.	Alpha-activity of atmospheric air, atmospheric falls and	40.
. – .	precipitates	185
9.7.3.	Beta-activity and spectral composition of the atmospheric air	
	and atmospheric falls	187
9.7.4.	Spectral composition of gamma-active radionuclides and	
	their concentration in the atmospheric air	190
9.8.	Conclusion from part 9	195
9.9.	Radioactivity at Zmiyiv EPS	196
<b>Part 10.</b>	Radiation risks	200
10.1.	Physical quantities in the system of radiation safety and	
	protection in the term of risk	200
10.1.1.	Radiometric quantities	200
10.1.2.	Basic dosimetry values	205
10.1.3.	Characteristics of radiation energy absorption by the material.	206
10.1.4.	Conception of radiation dose	209
10.1.5.	Equidosimetry quantities and ionizing radiation effects	210
10.1.6.	Characteristics of radiation quality	213
10.1.7.	Quantities for estimation of a risk of radiation effect	
	development	215
10.1.8.	Quantities for determining the requirements to the radiation	
	safety state	218
10.1.9.	Quantities for demonstration of the accordance with	
	requirements to the radiation safety ensuring	221
10.2.	Probabilistic dose threshold	225
10.3.	Assessment of probabilistic risk among the accelerator	
	complex's personnel	230
10.4.	Problem of radiation protection optimization	237
10.5.	Chernobyl effects and radiation risks	238
Part 11.	Information analytical system of personal dosimetry	
1 ui t 111	of NSC KIPT (IAS IDC)	2/3
	Introduction	243 212
111	Description of the IAS IDV detabase	243 245
11.1. 11 <b>2</b>	Description of the IAS IDK database	243
11.2.	Report forms	240
11.2.1.		240

11.2.2.	Exceeding the standard dose levels for a given period	246
11.2.3.	Form 1 – IDC	247
11.2.4.	Comparative analysis of average annual doses	248
11.3.	Biological effects of radiation exposure on human	248
11.3.1.	Deterministic effects of radiation effects (tissue reactions)	248
11.3.2.	The theory of radiation hormesis	249
11.3.3.	Stochastic effects of radiation exposure on human	252
11.4.	The model of radiation risks UNSCEAR-94	252
11.5.	Calculation of the radiation risks of employees of NSC KIPT,	
	consisting on the IDC	260
11.5.1.	Characteristics of staff of the NSC KIPT in terms of "dose	
	matrix"	260
11.5.2.	Calculation of the radiation risks of employees of NSC KIPT	
	by the UNSCEAR-94 risk models	265
11.5.3.	The distribution of staff of NSC KIPT by values of	• • • •
	attributive, absolute and relative radiation risk	266
11.5.4.	Characteristics of the absolute radiation risk groups	268
11.5.5.	Characteristics of staff in groups of absolute radiation risk	2(0)
11.5.6	EAR <sub>ALL</sub>	269
11.5.6.	Characteristics of staff in groups of potential attributable	070
1157	radiation risk.	212
11.5.7.	Characteristics of staff in groups of absolute radiation risk in 2012, 2014 and 2022 year	274
11.6	Conclusion from part 11	274
11.0.		219
Annondiv A	The main forms of the IAS IDC program	- <b>7</b> 00
Appendix A	The main forms of the IAS IDC program	280
Appendix A Appendix B	The main forms of the IAS IDC program Reports	280 286
Appendix A Appendix B Summary	The main forms of the IAS IDC program Reports	280 286 306
Appendix A Appendix B Summary	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>222</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex Calculation of radioactive gases formed from the	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex Calculation of radioactive gases formed from the cyclotron CV-28 operation	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 П1.1.	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex Calculation of radioactive gases formed from the cyclotron CV-28 operation General information about the cyclotron CV-28 based	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 Π1.1.	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex <b>Calculation of radioactive gases formed from the</b> <b>cyclotron CV-28 operation</b> General information about the cyclotron CV-28 based accelerator complex	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 П1.1. П1.2.	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex Calculation of radioactive gases formed from the cyclotron CV-28 operation General information about the cyclotron CV-28 based accelerator complex Calculation of radioactive gas concentration in working	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 П1.1. П1.2.	The main forms of the IAS IDC program Reports Radiation incidents at the accelerator complex <b>Calculation of radioactive gases formed from the</b> <b>cyclotron CV-28 operation</b> General information about the cyclotron CV-28 based accelerator complex Calculation of radioactive gas concentration in working chambers of the accelerator	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> <li>336</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 П1.1. П1.2. П1.3.	The main forms of the IAS IDC program	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 П1.1. П1.2. П1.3.	The main forms of the IAS IDC program	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 П1.1. П1.2. П1.3. Annex 2	<ul> <li>The main forms of the IAS IDC program</li></ul>	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> <li>242</li> </ul>
Appendix A Appendix B Summary References Annex 1 П1.1. П1.2. П1.3. Annex 2	The main forms of the IAS IDC program	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> <li>342</li> <li>240</li> </ul>
Appendix A         Appendix B         Summary         References         Annex 1         П1.1.         П1.2.         П1.3.         Annex 2	The main forms of the IAS IDC program	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> <li>342</li> <li>342</li> <li>344</li> </ul>
Appendix A         Appendix B         Summary         References         Annex 1         П1.1.         П1.2.         П1.3.         Annex 2         П2.1.         П2.1.	The main forms of the IAS IDC program	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> <li>342</li> <li>342</li> <li>344</li> <li>245</li> </ul>
Appendix A         Appendix B         Summary         References         Annex 1         П1.1.         П1.2.         П1.3.         Annex 2         П2.1.         П2.2.         П2.3	The main forms of the IAS IDC program	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> <li>342</li> <li>344</li> <li>345</li> <li>345</li> </ul>
Appendix A         Appendix B         Summary         References         Annex 1         П1.1.         П1.2.         П1.3.         Annex 2         П2.1.         П2.2.         П2.3.         П2.4	The main forms of the IAS IDC program	<ul> <li>280</li> <li>286</li> <li>306</li> <li>318</li> <li>322</li> <li>334</li> <li>334</li> <li>336</li> <li>338</li> <li>342</li> <li>342</li> <li>344</li> <li>345</li> <li>345</li> <li>345</li> <li>347</li> </ul>

П2.5.	Shielding properties of structural materials	347
П2.6.	Choice of design points	349
П2.7.	Shielding thickness calculation	350
П2.8.	Conclusions from Appendix 2	354
Annex 3	Peculiarities in designing and building of the	
	nuclear shielding for the synchrotron radiation	
	source ISI-1200	355
	Introduction	356
П3.1.	Radiation parameters	356
ПЗ.1.1.	Photon radiation	357
ПЗ.1.2.	Neutron radiation	359
ПЗ.2.	Initial parameters and requirements	360
ПЗ.З.	Shielding against the injector radiation	360
ПЗ.4.	Shielding against the storage ring radiation	365
П3.5.	Assessment of the induced radioactivity of ISI-1200	
	components and equipment	367
П3.6.	Conclusions from Annex 3	370
	References of the Appendices	371
	Reviews	374
	Information about authors	378

# ПРЕДИСЛОВИЕ

В апреле 2013 года исполнилось 27 лет с момента трагической аварии на четвертом энергоблоке Чернобыльской АЭС, относящейся к категории самых больших техногенных катастроф XX века. Эта крупнейшая авария на ядерном реакторе породила серьезные экономические, социально-политические и гуманитарные последствия. Вместе с тем, эта авария явилась мощным толчком к переоценке существующих и поиску новых подходов по анализу безопасности радиационноядерных объектов, ограничению радиационного воздействия на население и окружающую среду, основанных на принципе оптимизации радиационной защиты и концепции безусловно приемлемого риска. Сюда относятся и внедрение культуры безопасности, а также получение новых знаний в радиационноаспектах производственной деятельности, экологических методологии радиационного контроля, медиковопросах биологических последствий облучения в малых дозах и связанного с этим нормирования облучения персонала и населения.

Ускорительный комплекс ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 является самым мощным источником ионизирующих излучений в Украине после ядерных реакторных установок. По этой причине обобщение опыта дозиметрического контроля и радиационно-экологического мониторинга на ускорительном комплексе представляет безусловный интерес не только для специалистов по проблемам дозиметрии и радиационной экологии, но и для широкого круга научных и практических работников, занимающихся вопросами нормирования и радиационной защиты.

В ННЦ ХФТИ, включая в первую очередь ускорительный комплекс, работами в данных направлениях занимается научно-исследовательская Лаборатория радиационных исследований и охраны окружающей среды, метрологически аттестованная государственным предприятием «Харьковский региональный научно-производственный центр стандартизации, метрологии и сертификации». Существует несколько причин для того, чтобы решение проблем дозиметрического

радиационной безопасности и контроля, радиационноэкологического мониторинга было возложено не просто на штатную службу радиационной безопасности, а на научное подразделение, обладающее хорошей материально-технической базой и высоким кадровым потенциалом, необходимым серьезной организации радиационных исследований, для непременно русле научно-исследовательской причем В направленности, как это имеет место в крупнейших российских научных центрах, например, Институте физики высоких энергий (Протвино) и Объединенном институте ядерных исследований (Дубна). Основные из этих причин следующие.

ускорители Во-первых, являются источниками нескольких видов ионизирующих излучений. Во-вторых, фотонное (тормозное) и нейтронное излучения, определяющие радиационную обстановку с внутренней стороны защиты и соответственно ее толщину, имеют очень широкий диапазон мощностей доз – от значений, не превышающих мощность дозы за счет естественного радиационного фона (в рабочих помещениях персонала), до нескольких Мрад/ч (1 Мрад/ч = 10<sup>4</sup> Зв/ч) непосредственно в рабочей зоне ускорителя в момент облучения мишеней. В-третьих, излучение, генерируемое ускорителями, обладает достаточно широким диапазоном энергий: от нескольких килоэлектронвольт до нескольких фотонному излучению, сотен мегаэлектронвольт по ОТ тепловых энергий (несколько электронвольт) до примерно 100 МэВ по нейтронному излучению. Наконец, в-четвертых, для эффективного осуществления радиационного мониторинга (именно мониторинга, потому что он предусматривает помимо радиационного контроля еще и управление радиационной обстановкой и принятие решений по ее нормализации в случае необходимости) нужно иметь достоверную и обоснованную информацию: излучения, определяющего 0 видах радиационную обстановку; о диапазоне энергий излучения, определяющего радиационную обстановку И 0 ядернофизических процессах, приводящих к таким излучениям.

Отсюда следует, что обеспечение радиационной безопасности на мощном ускорительном комплексе в

соответствии с современными требованиями, ограничение радиационного воздействия на население и окружающую среду, осуществление принципа оптимизации радиационной защиты и концепции безусловно приемлемого риска являются сложными научно-техническими задачами. Решение этих задач от степени учета всех источников излучений, зависит правильного присутствующих ускорителях, на И особенностях представления закономерностях об И формирования радиационной обстановки с внутренней и сторон защиты. Совершенно внешней очевидно, что радиационного мониторинга осуществление решение И связанных с ним задач оптимизации радиационной защиты в требуют, во-первых, таких условиях соответствующего образования, специальной подготовки и достаточно большого опыта персонала, во-вторых, именно научного подхода в выборе и обосновании методов и средств их осуществления, а также в интерпретации получаемых результатов.

В данной монографии обобщен опыт комплексного подхода к решению вопросов дозиметрического контроля и радиационной безопасности на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 и прилегающей территории. Приведены достаточно полные и достоверные данные о классификации ионизирующего излучения ускорителей; источников 0 радиационной обстановке и закономерностях ее формирования внутренней и внешней сторон защиты ускорителей, включающие в себя спектральный состав гамма-нейтронного излучения, наведенную радиоактивность в воздухе рабочей деталях конструкций ускорителей И защиты, 30НЫ, на мощность эквивалентной дозы на рабочих местах персонала категорий А и Б, обусловленную фотонной и нейтронной составляющими, эффективную дозу внешнего облучения персонала. Изложены методология радиационного контроля и подходы к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения. Определенное внимание уделено методам расчета радиационной защиты проектируемых и строящихся объектов. динамики радиационных Проведен параметров анализ

ускорительного комплекса, описана существующая система дозиметрического контроля.

Особое внимание уделено радиационно-экологическим вопросам жилого массива Пятихатки, расположенного в зоне радиационной изменения гипотетически возможного обстановки за счет образования ионизирующих излучений в местах гашения электронно-позитронных пучков. Приведены данные об атмосферном воздухе, атмосферных выпадениях, осадках, почвенном покрове и параметрах радиационного гамма-фона на территории промплощадки и ее периметре, в санитарно-защитной зоне и жилом массиве. Рассмотрены альфа-активных радионуклидов образования источники (участки работ с ураном в открытом виде), являющихся потенциальными радиоактивными загрязнителями атмосферного воздуха и других объектов окружающей среды. Участки работ с применением урана не относятся к ускорительному комплексу, но без этого источника загрязнения радиоэкологическая информация относительно жилого массива была бы неполной. В этой связи представляют безусловный интерес полученные ранее и приведенные в книге результаты исследований радиационной обстановки микрорайоне В Пятихатки во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС и результаты последних исследований гамма-радиоактивности золы, содержащейся в выбросах Змиевской ТЭС.

Большой раздел посвящен радиационным рискам. На основе подробного анализа дозовых затрат персонала, состоящего на индивидуальном дозиметрическом контроле (ИДК), распределений персонала по возрасту, длительности пребывания на контроле и накопленной дозе сделаны оценки возможного риска среди персонала ускорительного комплекса. Проанализированы возможные риски, связанные с дозами за счет эффектов Чернобыля. На основе опубликованных в последнее время результатов многочисленных исследований показано, что современные представления о техногенной современного как неотъемлемой части радиации мира базируются на ее весьма ограниченной роли в формировании рисков для здоровья человека и других живых организмов по

16

сравнению с техногенными рисками иной природы, и прежде всего, обусловленных химическим загрязнением окружающей среды. Научные оценки существующих уровней риска для здоровья человека, связанных с воздействием ионизирующего излучения и вредных химических веществ, показывают, что практически во всех случаях, в том числе на радиоактивно загрязненных в результате аварий территориях, риски, связанные с радиационным воздействием, лежат в области пренебрежимого или приемлемого риска. В то же время значительная часть населения, главным образом жителей городов, подвергается существенно более высоким рискам, окружающей с химическим загрязнением связанным природной среды.

Монография не претендует на системное руководство по дозиметрическому контролю, радиационной безопасности и радиационно-экологическому мониторингу линейных на ускорителях электронов. Однако выполненный объем работ, осуществлением контроля, многолетним связанный С вопросах комплексным подходом В исследования радиационных обстановки, рисков радиационной И формирования дозовых затрат, расчета радиационных защит, ограничения радиационного воздействия на население И окружающую среду, должен быть проанализирован и описан для широкого круга читателей. Учитывая то обстоятельство, что после Чернобыльской аварии проблемы радиационной безопасности и радиоэкологии перестали быть предметом изучения небольшой группы специалистов приобрели И общественное значение, полученный опыт будет интересен и полезен многим. Это тем более важно в связи с тем, что в ННЦ планируется ускорительных ХФТИ создание новых для атомной энергетики решения комплексов задач И радиационных технологий Украины.

Все приведенные в книге результаты относительно формирования радиационной обстановки, дозовых затрат, расчетов защиты получены метрологически аттестованной Лабораторией радиационных исследований и охраны окружающей среды. Результаты данных исследований

17

изложены в научных публикациях, докладах на многочисленных научных, в том числе международных, конференциях и семинарах.

Кроме результатов собственных исследований авторы сочли полезным включить в книгу и некоторые материалы обзора литературных источников.

Представленная монография включает 11 основных разделов.

В первом разделе описана история создания ускорителей в ННЦ ХФТИ, приведены технические характеристики и назначение существующих в настоящее время ускорителей комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000.

Во втором разделе рассмотрены радиационные факторы ускорителей как источников ионизирующих излучений, дана классификация этих источников.

**Третий** раздел посвящен системе дозиметрического контроля ускорительного комплекса.

В четвертом и пятом разделах описаны методы и средства контроля радиационной обстановки и ИДК, приведены результаты исследования характеристик термолюминесцентных детекторов, широко используемых в радиационном контроле.

разделе рассмотрены B закономерности шестом радиационной обстановки внутренней формирования с стороны защиты, а также результаты экспериментальных исследований источников основных групп излучений: тормозного излучения при работе ускорителей, наведенной облучаемых мишеней, радиоактивности элементов конструкций ускорителей и защиты. Особое внимание уделено результатам исследований аэрозольной и газовой фаз воздуха рабочей зоны ускорителей и воздуха, выбрасываемого в атмосферу.

Седьмой раздел посвящен экспериментальным исследованиям радиационной обстановки с внешней стороны защиты. Объектами исследования являлись: спектральный состав нейтронного и гамма-излучений; радиационная обстановка на рабочих местах персонала; индивидуальная

дозиметрия; вклад нейтронного и гамма-излучений в среднегодовые дозовые затраты; техногенный радиационный фон на территории промплощадки, санитарно-защитной зоны и на ее границе.

восьмом разделе выполнены некоторые B расчеты радиационной обстановки для перспективных источников излучения: расчет рассеивания в атмосфере молибдена-99 при наработке технеция-99т эксплуатации участка по c использованием ускорителей электронов, в котором также определены границы необходимой санитарно-защитной зоны, и расчет радиационной защиты ускорительно-накопительного комплекса Н-100М, создаваемого базе линейного на ускорителя ЛУЭ-300.

девятом разделе рассмотрены радиационно-B экологические аспекты микрорайона Пятихатки, в том числе аспекты, не связанные с влиянием радиационных факторов ускорительного комплекса. Но без них экологическая картина была бы неполной. Так, освещены вопросы контроля за загрязненных радиоактивными вод, очисткой сточных веществами; приведены результаты многолетних исследований содержания альфа-активных радионуклидов в атмосферном воздухе, атмосферных выпадениях и осадках, содержания других радионуклидов почвенном покрове И В урана микрорайона. Приведены результаты расчета рассеивания урана в приземном слое атмосферы и данные многолетних наблюдений за радиационным фоном. Особое внимание радиационной исследованиям уделено обстановки в микрорайоне Пятихатки во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС. Определено содержание радиоактивных веществ в выбросах Змиевской ТЭС.

раздел Лесятый посвящен радиационным рискам. Подробным образом, в современной терминологии И В соответствии с новыми Рекомендациями МКРЗ и Стандартами МАГАТЭ рассмотрены физические величины в системе радиационной безопасности и защиты в терминах риска. выполненные настоящему Показано, времени ЧТО К крупномасштабные эпидемиологические исследования В

Украине, России и за рубежом не противоречат введению дозового порога для оценки медицинских возможного последствий радиационного воздействия на организм при малых дозах облучения (в интервале от 0 до, примерно, 100...150 мЗв). Выполнены оценки возможного риска среди ускорительного комплекса. Установлено, персонала ЧТО наибольшая часть персонала (около 75%) в 2007 году имела эффективную дозу до 2 мЗв. Для этой группы индивидуальный риск равен 10<sup>-4</sup>, что соответствует пренебрежимо малому значению. Для остальных 25% персонала индивидуальный риск лежит в пределах (1,1...1,7)·10<sup>-4</sup>, что не выходит за установленные Международным комитетом по радиологической защите (МКРЗ) границы индивидуального риска (10<sup>-3</sup> в год).

заключительном одиннадцатом разделе описано программное «Информационноразработанное средство аналитическая система индивидуального дозиметрического контроля ННЦ ХФТИ» (ИАС ИДК), предназначенное для контроля автоматизированного учета, И анализа индивидуальных доз облучения персонала ННЦ ХФТИ, работающего с источниками ионизирующих излучений. На моделей рисков UNSCEAR-94 НКДАР ООН с основе использованием факторов временного и пространственного распределений процессов облучения людей рассчитаны индивидуальные радиационные риски персонала, состоящего на ИДК в ННЦ ХФТИ, сформированы группы потенциального потенциального радиационных высокого рисков. И Полученные необходимы, прежде всего, для данные управления радиационными рисками путем планирования дозовых затрат персонала, проведения ранней медицинской заболеваний для лиц, входящих диагностики группу В повышенного риска, с ориентацией на оказание, в случае необходимости, адресной медицинской помощи, прежде всего, на этапах диагностики онкологических и неонкологических заболеваний.

Монография содержит три Приложения.

В первом из них приведен расчет радиоактивных газов, образующихся при работе строящегося в настоящее время

ускорительного комплекса на основе циклотрона CV-28. Показано, что концентрация газов в основном будет определяться изотопом <sup>13</sup>N. В приземном слое атмосферного воздуха концентрация достигнет максимального значения на расстоянии около 180 м от источника выбросов и составит  $2,0\cdot10^{-8}$  Ки/м<sup>3</sup>.

Во втором Приложении показан расчет радиационной защиты линейного индукционного ускорителя с энергией электронов 2 МэВ и током в импульсе 3.10<sup>3</sup> А. Показано, что, ускоряемый несмотря на большой ток электронов В ускорителе, использующем ферромагнитную ленту, в силу отсутствия рассеяния практического пучка тракте В транспортировки, специфики топографии тормозного рентгеновского излучения, можно без особых трудностей осуществить эффективную радиационную защиту обслуживающего ускоритель персонала, используя, например, свинец.

В третьем Приложении рассмотрены особенности расчета и построения радиационной защиты разрабатываемого в Украине источника синхротронного излучения, включающего в себя накопитель электронов с энергией 1,2 ГэВ, током 0,5 А и ускоритель электронов с энергией 180 МэВ и мощностью 0,2 кВт. В основу расчета положены известные правила Свенсона (Swanson). Предложена конструкция защиты, состоящая из двух частей: глобальной (бетон) и локальной. Рассмотрены три варианта локальной защиты: из железа, свинца, а также свинца толщиной  $X_m(Pb) = 1,1$  см и железа.

В заключение авторы считают своим приятным долгом благодарность сотрудникам Лаборатории выразить радиационных исследований и охраны окружающей среды за большую и качественную помощь в проведении расчетов и Б.Н. Разсукованному, экспериментальных исследований И.Г. Гончарову, А.Г. Гриво, Н.А. Богонос, Г.М. Соляковой, И.П. Светличной Авторы также благодарны др. И И.А. Стадник, внесшей основной вклад разработку В средства программного «Информационно-аналитическая система индивидуального дозиметрического контроля ННЦ ХФТИ», А.А. Мазилову за помощь в техническом оформлении

21

результатов исследований, заместителю директора Института экологических проблем Г.Д. Коваленко и ведущему научному сотруднику В.И. Витько за организацию исследований радиационной обстановки в микрорайоне Пятихатки в 1986 году. Им и многим другим людям, в разные годы принимавшим участие в описанных работах, авторы выражают свою признательность и благодарность.

## PREFACE

In April 2013 it is 27 years since the nuclear accident at the Chornobyl NPP Unit 4 reactor - the most tragic man-caused disaster of the XX century. This major nuclear-reactivity accident has grave economic, socio-political and humanitarian consequences. At the same time, this accident gives a powerful incentive to reassess the existing approaches and to find new ones to analysis of radiationnuclear facility safety, to reduce the radiological impact on the public and the local environment basing on the principle of radiation safety optimization and on the conception of absolute acceptable risk. This includes the safety culture introduction, as well as, acquiring knowledge in the radiation-ecological aspects of production activities, in the problems of radiation monitoring, medical-biological consequences of low-dose irradiation and, in this connection, safety standards for protection of personnel and people against harmful effects of radiation.

The complex of linear accelerators LUE-300 – LUE-2000 is the most powerful ionizing radiation source in Ukraine after nuclear reactor facilities. For this reason, to summarize the experience of dosimetry control and radiation-ecology monitoring at the accelerator complex is of undoubted interest not only for experts in the dosimetry and radiation ecology but also for a wide circle of scientists and researchers occupied with the problems of regulations and radiological safety.

At NSC KIPT, including first of all the accelerator complex, the works in these directions are performed by the research Laboratory of Radiation Investigation and Environment Control. The Laboratory was certified by the government enterprise «Kharkov Regional Research-and-Production Center of Standardization, Metrology and Certification». There are some reasons for solving the problems of dosimetry control, radiation safety and radiation-ecology monitoring not only by the radiation safety staff service but by the scientific subdivision. The latter should possess a good material-and-technical base and high-skilled personnel necessary to arrange high-level radiation investigations, certainly, in the course of research effort, just as it takes place in the largest Russian scientific centers, for example, Institute of High-Energy Physics (Protvino) and Joint Institute of Nuclear Research (Dubna).

The main of the above-mentioned reasons are the following. Firstly, accelerators are the sources of ionizing radiations of all kinds. Secondly, the photon (bremsstrahlung) radiation and neutron radiation determining the radiation state on the internal side of shielding and, respectively, the shield thickness, have a very wide range of dose rates - from the values not exceeding the dose rate due to natural background radiation (in personnel' rooms) up to several Mrad/h (1 Mrad/h= $10^4$  Sv/h) right in the accelerator working zone during irradiation of targets. Thirdly, the radiations from accelerators possess a rather wide energy range: radiation by photons from several keV to several tens of Mev; radiation from heat energies of several eV, radiation by neutrons up to 100 MeV. At last, fourthly, to carry out efficiently the radiation monitoring (just monitoring, as the monitoring includes besides the radiation control also the nuclear environment control and decision making in case of need) it is necessary to have true and substantiated information: about the kind of radiation determining the radiation state; about the radiation energy range determining the radiation state; about the nuclear-physical processes leading to such radiations.

Consequently, to ensure the radiation safety at the highenergy accelerator complex in accordance with the current requirements, to limit the radiation exposure of individuals, to realize the principle of radiation protection optimization and the conception of unconditionally acceptable risk is a complex scientific and technical problem. Implementation of these objectives depends on the degree of consideration of all the accelerator radiation sources and on the correct notion about peculiarities and mechanisms of radiation environment formation on the internal and external sides of shielding. It is absolutely clear that ensuring the radiation monitoring and solving the problem of appropriate radiation protection optimization under these conditions require the following: first, specially trained, qualified and highly skilled personnel; second, namely the scientific approach in the choice and substantiation of methods and means for their realization, as well as, in the interpretation of results obtained.

The authors of the present monograph attempt to summarize the experience of a complex approach to solving the problems of dosimetry control and radiation safety at the complex of accelerators LUE-300 - LUE-2000 and on the adjacent area. There are given full and reliable data about the classification of sources of ionizing radiation from accelerators: about the radiation environment and mechanisms of its formation on the internal and external sides of the accelerator shielding, including the spectral composition of gamma-neutron radiation, induced radioactivity in the air of the working zone and on the structural members of accelerators and shields, an equivalent dose rate conditioned by the photon and neutron components at working places of the personnel of «A» and «B» categories, an efficient dose of personnel' external exposure. The methodology of radiation control and the ways of ensuring the radiation safety of personnel and people are described. A particular attention is given to the methods for calculation of radiation protection of the facilities being designed and constructed.

Analysis of the radiation parameter dynamics in the accelerator complex is performed. The existing radiation monitoring system is described. Radiation-ecological problems are considered concerning the settlement Pyatikhatki situated in the zone of hypothetically probable radiation environment changing because of the ionizing radiation formed in the places of electron-positron beam suppression. The monograph contains the data on the atmospheric air, atmospheric falls, soil cover and radiation gamma-background on the territory of the industrial sector and along its perimeter, in the sanitary-protection zone and in the settlement area. The sources of alpha-active radionuclide formation (sites of works

with uranium) being a potential radioactive contaminants of the atmospheric air and other environmental objects are under consideration. The sites of works with uranium application are not related with the accelerator complex, but the radiological information about this contamination source with regard to the zone of human habitation would be incomplete. In this connection of an undoubted interest are the results (given in the book) of previous investigations on the radiation environment in the settlement Pyatikhatki in the period of an active phase of the accident at the Chornobyl NPP, and the results of recent investigations on the gamma-radioactivity of the ash contained in the emissions of the Zmiyiv electric power station.

A large part of the book is given up to radiation risks. The estimations of a probabilistic risk among the accelerator complex's personnel were made basing on the detailed analysis of dose commitments of the personnel being under individual dosimetry control, personnel distribution by age, monitoring duration and cumulative dose. Probabilistic risks related with doses because of Chornobyl harmful effects are analyzed. Basing on the last published results of many investigations it is shown that the present-day notions about the anthropogenic radiation, as an integral part of the contemporary world, are based on its strictly limited role in the formation of risks for the health of population and other living organisms as compared to other technogenic risks, first of all, those caused by the chemical pollution. Scientific estimations of existing levels of risk for the man health, related with the ionizing radiation and detrimental effects of chemical substances, show that practically in all the cases, including those on the areas radioactively contaminated as a result of nuclear accidents, lie in the field of a negligible or acceptable risk. At the same time, a significant part of the population, first of all, townsmen, undergo much higher risks related with environmental chemical contamination.

The monograph does not pretend to a system guide on the dosimetry control, radiation safety and radiation-ecology monitoring at linear electron accelerators. However, the fulfilled volume of works, concerned with long-term monitoring, complex approach to the problems of radiation environment, radiation risks and dose commitment formation, radiation protection calculation, reduction of the radiation effect onto the population and environment, should be analyzed and described for the wide readership. Taking into account that after the Chornobyl accident the problems of radiation safety and radioecology are not longer a subject of investigation for a little group of specialists and took on a public importance, the gained experience should be interesting and fruitful for many people. It is especially important in connection with NSC KIPT advance to the leading positions in the problem of atomic power in Ukraine and establishing of the Department of Nuclear Physics and Power Engineering at the Ukrainian National Academy of Science.

The results given in the book, concerning the radiation environment formation, dose commitment, radiation shielding calculation are metrological data certified by the Laboratory of Radiation Investigation and Environment Control. The results of present investigations are described in scientific publications, proceedings of numerous scientific conferences, including international conferences, and workshops.

Besides the results of own investigations, the authors regarded as useful some materials from the literature review and included them into the book.

The monograph contains 11 chapters.

**Chapter 1** describes the history of accelerators developed at NSC KIPT, presents the technical characteristics and functions of currently operating complex of accelerators LUE-300 – LUE-2000.

**Chapter 2** considers the radiation factors of accelerators as ionizing radiation sources, gives the classification of these sources.

**Chapter 3** concerns the system of radiation monitoring at the accelerator complex.

**Chapter 4** and **Chapter 5** describe the methods and devices for radiation environment monitoring and individual dosimetry control, gives the results of investigations on the characteristics of thermoluminescent detectors widely used in the radiation control.

**Chapter 6** considers the mechanisms of radiation environment formation on the internal side of shielding, as well, the

results of experimental investigations of the main radiation sources: bremsstrahlung from the operating accelerator, induced radioactivity of targets under irradiation, accelerator members and protection elements. Special emphasis is placed upon the investigations of aerosol and gas phases of the air in the accelerator working zone and of the air ejected into the atmosphere.

**Chapter 7** concerns the experimental investigations of the radiation state on the external side of shielding. The subject of study were: spectral composition of neutron- and gamma radiation, radiation at the personnel work place, individual dosimetry, contribution of neutron- and gamma-radiation into the average annual commitments, technogenic radiation background on the territory of the industrial sector, in the sanitary-protection zone and along its boundary.

**Chapter 8** gives the results of some calculations of the radiation environment for promising radiation sources: calculation of the molibdenum-99 dispersion in the atmosphere during works on technetium-99m production with the use of electron accelerators. In this part the boundaries of a required sanitary-protection zone are determined and the calculation is performed of the radiation shielding for the accelerator-storage complex H-1000M being developed on the base of the linear accelerator LUE-300.

**Chapter 9** elucidates the radiation-ecological aspects of the settlement Pyatikhatki including those not related with the influence of radiation factors of the accelerator complex. But without this information the picture of ecological situation would be incomplete. So, there are considered the problems of the control for treatment of the waste water contaminated with radioactive materials, given are the results of many-years investigations on the content of alpha-active radionuclides in the atmospheric air, atmospheric falls and precipitations, on the content of uranium and other radionuclides in the soil cover in the settlement. The calculation results on uranium dispersion in the atmospheric surface layer and the data of long-term radiation background monitoring are given. A particular attention is paid to the radiation environment in Pyatikhatki in the period of active phase of the accident at the Chornobyl NPP. The

content of radioactive substances in the emissions of the Zmiyiv electric power station is determined.

Chapter 10 is dedicated to radiation risks. The physical quantities in the system of radiation safety and protection in the terms of risk are considered in the modern terminology and in accordance with new ICRP recommendations and IAEA Standards. It is shown that the large-scale epidemiological investigations carried out to date in Ukraine, Russia and abroad do not contradict to the introduction of a probabilistic dose threshold for medical consequences of radiological impact on the organism with low radiation dose (in the range from 0 to 100...150 mSv). The estimations of a probabilistic risk among the accelerator complex's personnel were made. It has been established that the most part of personnel (about 75%) in 2007 has the effective dose to 2 mSv. For this group the individual risk equals to  $10^{-4}$  that corresponds to a negligibly low value. For the rest personnel (25%) the individual risk is in the range from  $1.1 \cdot 10^{-4}$  to  $1.7 \cdot 10^{-4}$  that does not exceed the limits of individual risk (10<sup>-3</sup>) established by the International Commission on Radiological Protection (ICRP).

In the final **Chapter 11** the algorithm of program and structure of database «Information analytical system of individual dosimetric control of NSC KIPT» (IAS IDC) has been described. It is designed for automatization account, control and analysis of individual doses of staff. The individual cancer risks from radiation exposure for the staff under IDC has been calculated on the base of UNSCEAR-94 risk models using factors of temporal and lateral distribution of processes of exposure. Groups with the potential and the high potential radiation risks have been formed.

The obtained data are needed first of all for managing radiation dose risks from the results of individual dose monitoring for performing early medical diagnostic of the health of high risk groups of staff with a focus on providing targeted medical care if necessary, especially in the stages of cancer and non-neoplastic diseases diagnostic.

The monograph includes four Appendices.

In **Annex 1** the calculation of radioactive gases released from the cyclotron CV-28 – based accelerator complex being under

construction is given. The gas concentration will be determined mainly by the isotope <sup>13</sup>N. In the surface layer of the atmospheric air the gas concentration will reach a maximum value  $(2.0 \cdot 10^{-8} \text{ Ku/m}^3)$  at a distance of about 180 m from the source.

In Annex 2 the calculation of radiation shielding for the linear induction accelerator with electron energy of 2 MeV and pulse current of  $3 \cdot 10^3$  A is given. It is evidenced that in spite of a high electron current being accelerated in the accelerator with the use of a ferromagnetic tape, due to the beam scattering absence in the transport track/channel and the specificity of X-ray slowing-down radiation, it is possible to provide, without any difficulties, a reliable radiation shielding of the operating and maintenance staff using, for example, lead (Pb).

Annex 3 contains the consideration of peculiarities in designing and building of the nuclear shielding for the synchrotron radiation source comprising a 1.2 GeV electron storage ring of 0.5 A current and a 180 MeV electron accelerator of 0.2 kW power (being developed in Ukraine). The calculation is based on the well-known Swanson rules. The design of the shielding consisting of two parts: global (concrete) and local is offered. Three variants of local shielding: of iron, lead and lead (thickness  $X_m$ (Pb) = 1.1 cm) plus iron are considered.

In the end the authors express their hearty thanks to the staff of the Laboratory of Radiation Investigations and Environment Control for their fruitful and qualified assistance in making calculations and experimental investigations (B.N. Razsukovanny, I.G. Goncharov, A.G. Grivo, N.A. Bogonos, G.N. Solyakova, I.P. Svetlichnaya, et al.). The authors are also grateful to I.A. Stadnik, who has made the main contribution to the development of the «Information analytical system of personal dosimetry of NSC KIPT» software, to A.A. Mazilov for the help in implementation of experimental result treatment, to the Director of the Institute for Ecology Problems G.D. Kovalenko, and to the leading researcher V.I. Vit'ko for organization of a survey of the radioactive background in the settlement Pyatikhatki in 1986. The authors express sincere gratitude to many other people taking part in different years in the above-mentioned works.

### Раздел 1. Создание, назначение и технические характеристики линейных ускорителей комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000

### 1.1. Из истории создания ускорителей в ННЦ ХФТИ

В Украинском физико-техническом институте (ННЦ ХФТИ) уже с середины 1931 года начались работы по подготовке исследований атомного ядра с помощью заряженных частиц, ускоренных электрическом поле. В Руководитель высоковольтной лаборатории К.Д. Синельников ближайшим другом помощником вместе co СВОИМ И А.К. Вальтером искал наилучший вариант научно-технического решения задачи получения сверхвысоких напряжений для ускорения частиц. В 1932 году, использовав трансформаторный каскад из двух звеньев общим напряжением 250 кВ с кенотронными выпрямителями, ускорительной трубкой и К.Д. Синельников, А.К. Вальтер, источником ионов, А.И. Лейпунский и Г.Д. Латышев провели ряд экспериментов по бомбардировке ядра лития, и впервые в СССР расщепили атомное ядро [1].

Затем, в результате тщательных поисков они пришли к выводу о том, что наиболее экономичен и технически осуществим способ получения сверхвысоких потенциалов (порядка нескольких миллионов вольт) с помощью электростатического генератора с ленточным транспортером зарядов (он был описан Ван де Граафом в 1931 году). На подобном генераторе в конце 1937 года был получен первый ток ускоренных частиц (протонов и электронов) в несколько микроампер при энергии 2,6 МэВ [2].

Первым исследованием, выполненным на этом ускорителе, было изучение взаимодействия быстрых электронов и жестких гамма-квантов с веществом. Затем исследовалось взаимодействие нейтронов с атомными ядрами. Для этого в конце 30-х годов был разработан и сооружен

источник нейтронов на основе электростатического генератора с энергией ускоренных дейтронов 1,2 МэВ.

Одновременно в УФТИ продолжались поиски способов предельной мощности и энергии повышения частиц, электростатических ускорителях, ускоренных В путем коренного изменения конструкции транспортеров зарядов (жидкостной, пылевой) и погружения генератора в жидкую, твердую среду или сжатый газ. Эти работы были прерваны Великой Отечественной войной.

По возвращении в Харьков из эвакуации в 1944 году К.Д. Синельников и А.К. Вальтер организовали работы по восстановлению большого электростатического ускорителя. Была заново собрана ускорительная трубка, изготовлены источник ионов со схемой питания и ленточные транспортеры, проведен капитальный ремонт высоковольтного кондуктора и опорных колонн. В 1946 году ускоритель дал первый пучок ускоренных протонов при напряжении 2,5 МВ на кондукторе и токе около 10 мкА.

Под руководством К.Д. Синельникова в 1946–1949 годах был разработан и сооружен горизонтальный электростатический ускоритель под давлением с энергией 2,0 МэВ и током ускоренных протонов 3 мА в импульсе длительностью 500 мкс. Он был использован в качестве инжектора линейного ускорителя протонов на энергию 20 МэВ.

В 1948–1951 годах под руководством А.К. Вальтера был разработан и изготовлен вертикальный электростатический прецизионный ускоритель в сжатом газе с энергией 4,5 МэВ – ВГ-4,5. В 1953 году для него строится специальное здание. От обычных ускорителей ВГ-4,5 отличался тем, что в его колонну были установлены две ускорительные трубки. Одна из них ускоряла рабочий пучок ионов, который после магнитного анализа использовался в различных ядерных экспериментах. ускоренных второй трубкой, Пучок ионов, попадал В электростатический анализатор, где отклонялся на 90°, после чего проходил узкую щель, краевые пластины которой являлись датчиками схемы стабилизации. Исполняющим элементом этой схемы стабилизации была электронная

«пушка», стрелявшая в сторону высоковольтного электрода. Следует особо отметить высокую точность изготовления электростатического анализатора. Так, при радиусе отклонения частиц (1500±0,1) мм зазор между пластинами в 5 мм сохранялся по всей длине 90° дуги в пределах микрометров. С помощью такого устройства удалось стабилизировать и измерить энергию частиц с точностью ±0,02%. Такая степень монохроматичности ускоренных частиц позволила выполнить обширные исследования возбужденных состояний атомных ядер методом изучения резонансных ядерных реакций. В 1955 году чертежи и описание технологии производства ВГ-4,5 были переданы СКБ завода «Электросила», где вскоре было производство ускорителей ВΓ-4,5, организовано типа работавших затем в различных научно-исследовательских организациях Советского Союза. Группой М.И. Корсунского в 1949–1952 годах разрабатываются и сооружаются несколько электростатических горизонтальных ускорителей под давлением с энергией 2,0 МэВ для ФИАН, ОИЯИ и ХГУ [2].

В УФТИ ясно понимали перспективы развития ядерных исследований с помощью электростатических ускорителей на более высокие энергии. Поэтому в 1952 году приступили к перезарядного электростатического разработке проекта ускорителя на энергию до 20 МэВ. Этот проект, законченный в предполагал вертикального 1953 году, сооружение перезарядного ускорителя с размерами сосуда высокого давления и самого ускорителя, во много раз превосходившими существовавшие в то время. Ускоритель предполагалось разместить в шахте, а ускоренный пучок должен был выходить вверх, в здание, расположенное над ускорителем. Появление такого проекта свидетельствовало о смелом развитии идей конструирования электростатических ускорителей в УФТИ [3].

В линейных методах ускорения заряженная частица проходит ускоряющий промежуток только один раз, поэтому нет надобности в магнитном поле, заворачивающем траекторию частицы в кольцо для многократного прохождения ускоряющего промежутка. В первых опытах по искусственному расщеплению атомного ядра [1] использовалась

32

секционная ускоряющая трубка с приложенной к ней разностью потенциалов до 400 кВ. Ее можно рассматривать как прообраз линейных ускорителей. В дальнейшем совершенствовались источники высокого напряжения (электростатические генераторы Ван де Граафа, каскадные генераторы высоких напряжений и др.), но заряженные частицы ускорялись в ускоряющей трубке, построенной на тех же принципах. Такие линейные методы ускорения названы прямыми. Наибольший ускоритель такого типа в Европе был создан в УФТИ в 1936 году и успешно эксплуатировался до 1956 года.

В послевоенные годы новые задачи ядерной физики потребовали создания более компактных и стабильных электростатических генераторов, а также ускорителей на энергии, более высокие, чем получаемые прямыми методами. Интенсивно разрабатывались электростатические ускорители, что являлось продолжением работ довоенного периода. Электростатический ускоритель на 4 МэВ под давлением с прецизионными по стабильности параметрами пучка послужил образцом для серии ускорителей, установленных в различных учреждениях страны, в том числе во ВНИИЭФ (именовавшемся тогда Приволжской конторой Госстроя СССР).

В 1952 году Институту было поручено создать генератор на энергию 20 МэВ. В Институте не знали, как такой генератор соорудить. Вернее знали, что такого «монстра» соорудить практически невозможно. Кроме того, была непонятна цель его возведения. И Вальтер, и Синельников начали непримиримую борьбу с проектом, несмотря на то, что соответствующее постановление подписал Сталин. Они считали срочной необходимостью создание генератора на 4...5 МэВ для измерения ядерных констант. Они знали, как его сделать быстро. Вначале им удалось убедить Спецкомитет снизить энергию ДО 10...12 МэВ. Постановлением Совета Министров от 21 июля 1952 года Лаборатории №1 ФТИ АН УССР поручено подгото-вить проектное задание, а постановлением от 18 августа 1954 года – соорудить и ввести в эксплуатацию электростатический генератор на 12 млн В. К.Д. Синельников писал В.А. Малышеву: «Стоимость ЭСГ-12, который проектируется,

велика (около 100 млн руб.). При его сооружении нашей промышленности придется решать большое количество непривычных заданий, в частности, изготовление огромного цилиндрического котла (высота 50 м, диаметр 9 м, рабочее давление 16 атм). Научная ценность подобного генератора, по нашим соображениям, не может оправдать затрат на его сооружение. Энергия 12 МэВ может быть получена на циклотронах средней величины, которые уже давно освоены нашей промышленностью и находятся в эксплуатации в продолжение нескольких лет подряд в лабораториях Советского Союза.

Все вышесказанное заставляет нас сомневаться в целесообразности строительства ЭСГ-12.

Нам поручено строить протонный ускоритель на энергию 50 ГэВ и электронный – на 4 ГэВ. Масштабы этих работ настолько велики, а сроки настолько ограничены, что придется привлекать к этим новым работам всех сотрудников института.

обратиться Просим Bac Совет Министров В С ходатайством Постановления об отмене той части ОТ 18 августа 1954 года, обязывает которая нас ввести В эксплуатацию в 1958 году ЭСГ-12».

Больше материалов о создании ЭСГ-20 в архивах ХФТИ не встречается [2].

Несмотря на успехи в разработке электростатических ускорителей, было ясно, что для ускорения заряженных частиц до высоких энергий потребуется использовать иные физические принципы. Такие принципы были сформулированы еще в 20-х – начале 30-х годов, однако уровень техники в то время не реализовать. Имеется ускорение позволял ИХ В виду заряженных частиц электрическим полем высокочастотных электромагнитных колебаний. Такие ускорители в дальнейшем резонансными (высокочастотными) назвали линейными ускорителями, или просто линейными. В научном плане предшествовали ускорителей развитию линейных две принципиально важные работы. В одной ИЗ них [4] В.В. Владимирский показал, что медленные электромагнитные волны, движущиеся с фазовой скоростью, меньшей скорости можно возбудить в системах, не содержащих света.

цепочке резонаторов, диэлектриков (например, в слабо связанных между собой через отверстия). Это открывало новый путь в разработке ускоряющих структур – электромагнитных волноводов и резонаторов, в которых обеспечивалось эффективное взаимодействие частицы, движущейся в вакууме, с электрическим полем электромагнитной волны. В другой работе [5] В.И. Векслер (и одновременно Мак-Миллан) открыл автофазировки, обеспечивающий эффективный механизм захват сгустков частиц в процессе ускорения высокочастотными полями ускоряющих систем. В СССР первые систематические работы по созданию линейных резонансных ускорителей были начаты в ХФТИ в 1946-1947 годах под руководством К.Д. Синельникова. Именно по его инициативе в 1950–1952 годах были запущены первые в СССР линейные ускорители протонов и электронов. После успешного запуска коллективу ХФТИ ЛУП-20 было поручено ускорителя дубнинского синхрофазотрона инжектора создание линейного ускорителя протонов на энергию 9 МэВ.

Идея создания линейного ускорителя многозарядных ионов (ЛУМЗИ) на энергию, превышающую кулоновский барьер ядер (примерно 10 МэВ/нукл.), была обоснована в 1954 году [6], однако отсутствие надежных данных по глубокой малогабаритных обдирки ионов сечениям И источников ионов с высоким зарядовым состоянием, а также опыта в сооружении подобных ускорителей значительно процесс разработки и создания ускорителя усложнило ЛУМЗИ-10 [2]. Он был запущен в ХФТИ в 1958 году и состоял из инжекторного комплекса (электростатический генератор с напряжением 2 MB), обеспечивающего для легких элементов ионов при энергии 0,5 МэВ/нукл., обдирку И основной ускоряющей секции в виде ускорителя системы Альвареса (на бегущей волне) с сеточной фокусировкой. Было установлено, что эффективное ускорение многозарядных ионов возможно, но сеточная фокусировка обусловливает значительные потери Кроме увеличения интенсивности того, пучка. для интенсивности пучка необходимо существенное повышение мощности инжекторного комплекса. Опыт эксплуатации

ускорителя ЛУМЗИ-10 подтвердил, что высокий темп ускорения частиц, хорошие вакуумные условия, возможность многократной обдирки ионов на различных этапах ускорений, простота ввода и вывода пучка выгодно отличают линейный вариант от кольцевого.

Разработке действующих созданию линейных И ускорителей предшествовали глубокие теоретические И экспериментальные исследования, значение которых не ограничивается пределами ускорительной физики. Безусловно, главная задача, решаемая в рамках этих исследований – формирование в ускоряющем канале электромагнитных полей большой напряженности, пригодных для ускорения заряженных частиц в течение многих периодов высокочастотного поля. Уже на ранней стадии развития физики линейных ускорителей было ясно, что диафрагмированные волноводы наиболее перспективны для ускорения электронов, в то время как спиральные волноводы могут применяться в ускорителях тяжелых заряженных частиц. Однако выяснилось, что с ростом фазовой скорости волны в спиральных волноводах резко потери мощности ВЧ-колебаний, удельные возрастают поэтому такие системы выдержали конкуренции не С ускоряющими структурами типа Альвареса.

Вместе с тем, было известно, что ускоряющей системе Альвареса присущи два серьезных недостатка. Первым из них является наличие близко расположенных по частоте соседних мод колебаний. Возбуждение наряду с основной близлежащих соседних мод колебаний существенно ухудшает параметры ускоряющей структуры. Борьба с этим явлением велась двумя путями: с одной стороны, предельно повышались требования к точности изготовления и настройке элементов ускоряющей структуры, к жесткости термостатирования ее узлов, а с другой – в полость резонатора вводились дополнительные стабилизирующие элементы.

Второй недостаток ускоряющей структуры Альвареса обусловлен тем, что в широком интервале энергий движение тяжелых заряженных частиц является нерелятивистским или слабо релятивистским. Поэтому между скоростью частицы,

напряженностью ускоряющего поля и расстоянием между трубами дрейфа существует жесткая связь. Это значит, что каждый резонатор системы Альвареса может работать только при определенной вводимой высокочастотной мощности и ускорять частицы только для заданной энергии. Невозможность плавной регулировки энергии в линейных протонных ускорителях ограничила их применение [2].

В исследованиях [7] сопоставлены различные варианты ускоряющих структур и сделан вывод о том, что для ускорения тяжелых заряженных частиц технически наиболее доступной и эффективной является ускоряющая структура Альвареса. Развитие ускорителей протонов и многозарядных ионов подтвердило правильность этого вывода.

теоретических исследованиях, В проведенных под руководством А.И. Ахиезера и Я.Б. Файнберга, были изучены возможности ускорения не только ионов, но и электронов с электромагнитных высокочастотных полей, помощью распространяющихся в волноводах медленных волн. Для создания линейных ускорителей электронов необходимо было решить принципиальные задачи динамики частицы в поле электродинамики электромагнитной волны, ускоряющих структур и реализации всех идей в металле. В процессе выполнения указанной программы созданы и усовершенствованы методы расчета ускоряющих структур типа волноводов, нагруженных металлическими дисками. С помощью этих методов получены соотношения, определяющие дисперсионные и другие характеристики волноводов. Впервые теоретически исследованы вопросы динамики заряженных частиц в полях произвольной формы. Развита теория и проведены расчеты линейного ускорителя с переменной фазовой скоростью волны. Развита теория группировки частиц в линейных ускорителях электронов, в том числе с учетом объемного заряда. Исследованы вопросы влияния пучка на дисперсионные свойства и структуру полей в волноводе, нагруженном металлическими и диэлектрическими дисками. Разработаны методы согласования периодических структур с питающими волноводами, а также система допусков на изготовление всех
элементов ускорителей, позволяющая избежать накопления отраженных волн в системе [8]. Разработано и собрано несколько систем предварительной группировки электронов, оптимальные системы инжекции пучков выбраны В ускорители. Разработаны системы индикации тока, положения и профиля пучка, формирования пучков на выходе ускорителя и проведены модельные испытания всех этих систем. На основе этих исследований в ХФТИ была создана серия линейных ускорителей электронов с энергиями 0,7 МэВ (1952 г.), 3,5 МэВ (1954 г.), 30 МэВ (1956 г.), 90 МэВ (1958 г.) [8] и др. Был также предложен и обоснован способ ускорения больших токов, который использует энергию, запасенную в ускоряющей структуре; это позволило разработать и соорудить ускоритель электронов на энергию 5 МэВ и ток 10 А в импульсе длительностью 0,6 мкс [9].

Представляется небезынтересным вспомнить еще об одном проекте, разрабатываемом в ХФТИ. Еще в 1948 году Н.Н. Семенов, будущий Нобелевский лауреат, выдвинул идею создания лучевого оружия для уничтожения вражеских атомных бомб в полете (в самолете или ракете) [2], которая вначале сводилась к облучению их в полете мощным пучком ускоренных частиц – протонов или дейтронов. 15 августа 1948 года вышло сверхсекретное постановление Совета Министров СССР, подписанное Сталиным, «О проведении научно-исследовательских работ по изучению возможности создания установки ЗУ (зенитной установки)» [10]. В этом постановлении речь шла о Лаборатории №1. Ей поручалась разработать схемы линейного ускорителя дейтронов на энергию 500 МэВ и протонов на 1 ГэВ с непрерывным током не ниже 10 мкА или импульсном – не ниже 80 мкА. Кроме того, Лаборатории №1 поручалось сооружение типового элемента ускорителя, инжектора и циклотрона и создание эскизного проекта ускорителя (включая способ фокусировки излучения, выходящего из ускорителя).

Это был очень смелый проект. Участие в этой программе способствовало развитию физики и техники ускорителей в ХФТИ и в Советском Союзе вообще. Создание первых

протонных ускорителей в ХФТИ стало возможным благодаря участию в этой программе. Программа создания зенитного ускорителя, начиная с 1948 года, стала главной в Институте. Она хорошо финансировалась, к ней было обращено основное внимание руководства. В 1951 году был запущен модуль установки в виде протонного ускорителя на энергию 20 МэВ. На протяжении многих лет его пучок использовался для различных исследований в области ускорения частиц и ядерной физики. Характеристики эскизного проекта зенитного ускорителя были следующие: длина ускорителя – 200 м, длина волны – 75 см, энергия протонов – 1 ГэВ. Что касается перспектив практического использования зенитного ускорителя для борьбы с носителями ядерного оружия, то, с современной точки зрения, их не было совсем, поэтому программа постепенно была свернута. Главная причина – это невозможность для протонного пучка пройти через земную атмосферу. Пучок не мог достичь ракет и самолетов и принести вред ни им, ни ядерным зарядам, которые они несли. Ясно, что идея может работать лишь в случае базирования ускорителя в космосе. Тогда это было еще преждевременно. Была еще одна причина - недостаточный ток ускоренных протонов. Использование в войне лучевого оружия – так называемая программа СОИ – стало актуальным и, в принципе, осуществимым только в конце XX столетия. Ясно [2], что ХФТИ может претендовать на приоритет в разработке лучевого оружия, особенно если вспомнить еще довоенные идеи сотрудника УФТИ – Ланге – источников мощных рентгеновского использовании об излучения для борьбы с вражеской пехотой.

По постановлению Совета Министров СССР в Лаборатории №1 ФТИ АН УССР с помощью Специального конструкторского бюро Министерства электротехнической промышленности и Центрального конструкторского бюро №678 Министерства радиотехнической промышленности необходимо было разработать линейный ускоритель протонов на энергию 50 млрд эВ с выдачей задания в 1958 году. В проектном задании предусматривалась возможность сооружения и запуска ускорителя секциями. В 1961 году предусматривалось соорудить первую секцию ускорителя на энергию 6...7 ГэВ.

Это тоже удивительное постановление. В документах институтского архива [2] ничего не говорится о задачах, решаемых с помощью этой установки. Его сооружение не следовало из потребностей ядерной физики или физики элементарных частиц. Не следовало оно также из логики развития ускорительной техники: в ХФТИ в то время работал лишь линейный ускоритель протонов на энергию 20 МэВ. До 50 ГэВ было еще очень далеко.

ускоритель всего. предполагалось Скорее такой использовать для наработки оружейного плутония из урана или урана-233 из тория-232. Дело в том, что в ядерном реакторе плутоний нарабатывается в количестве, которое примерно равняется количеству сожженного изотопа урана-235. Это очень мало. В США в то время была разработана программа получения плутония из обедненного урана на ускорителях при себестоимости 124 доллара за грамм [2]. Поскольку сверхмощный харьковский ускоритель так и не был создан, это могло означать лишь одно: слухи о преимуществах синтеза плутония на ускорителях протонов над реакторным способом преувеличенными, правительство оказались И отменило свое постановление.

Имело место еще одно постановление о необходимости разработать и соорудить в Лаборатории №1 ФТИ АН УССР линейный ускоритель с волноводом, заполненным диэлектриком, для ускорения протонов до энергии 35 млн эВ в 1-м квартале 1957 года. И снова никаких упоминаний об этом ускорителе в архивах Лаборатории №1 нет [2].

В планах работы ХФТИ на 1954-1958 годы значились следующие работы:

- линейный ускоритель многозарядных ионов на энергию 30 МэВ на заряд, окончание строительных работ 1958 год;
- линейный ускоритель электронов на 4 ГэВ, окончание строительных работ – 1958 год;

- линейный ускоритель с волноводом, заполненным диэлектриком, с энергией 35 МэВ на заряд, окончание строительных работ – 1956 год;
- электростатический генератор на энергию 10...12 МэВ, окончание строительных работ 1957 год;
- линейный протонный ускоритель на энергию 50 ГэВ, окончание строительства первой секции на 6 ГэВ 1958 год.

Этому плану предшествовало письмо К.Д. Синельникова А.П. Звенягину от 26 ноября 1952 года: «...Необходимость освоения новой отдельной площадки вызвана также развитием работ по линейным ускорителям электронов, выполненных в 1950–1951 годах. Лаборатория №1 ФТИ АН УССР может взять на себя научную разработку и руководство сооружением линейного ускорителя на 3...4 ГэВ в течение 3...4 лет. ускоритель Подобный линейный является единым устройством, которое позволяет получать электроны таких больших энергий, необходимых для изучения процессов взаимодействия фотонов И электронов С веществом С образованием разнообразных мезонов.

Линейные ускорители электронов на разные энергии уже разрабатывают в США. Строительство линейного ускорителя электронов на 3...4 ГэВ в СССР позволит, наряду с освоением физики и техники линейных ускорителей электронов и исследований на них, превзойти энергии, достигнутые в США. Участок в 150 га, пригодный для строительства указанных ускорительных установок и вспомогательных помещений, по согласованию с областными организациями г. Харькова, может быть выделен из государственного земельного фонда в районе 40...50 км от Харькова...

Лаборатория №1 может взять на себя разработку и сооружение ЛУЭ-3, которое может быть закончено в 1955 г.».

Согласно постановлению правительства 1954 года в Лаборатории №1 велись работы по созданию линейного ускорителя электронов на энергию 4 ГэВ. Этот ускоритель был сооружен, правда, лишь на половину – 50 секций вместо 100 запланированных. Вследствие этого электроны ускорялись до энергии

лишь в 2 ГэВ (вместо запланированных четырех). Кроме того, не были построены выходные экспериментальные залы.

В дальнейшем из плана работы ХФТИ на 1954–1958 годы бесследно исчезли ускоритель на 50 ГэВ и ускоритель с волноводом, заполненным диэлектриком. Что касается электростатического ускорителя на 10...12 МэВ, то борьба против его сооружения закончилась победой руководства Института. Представляется интересным, что ни один из этих «исчезнувших» ускорителей нигде в мире не был сооружен, может быть, за исключением электростатического генератора. Линейный ускоритель электронов на 2 ГэВ около шести месяцев был самым большим в мире. В Европе же он так самым большим и остался [2].

# 1.2. Назначение и технические характеристики линейных ускорителей комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000

В течение многих десятилетий ННЦ ХФТИ является лидирующей организацией в Украине в области разработки линейных резонансных ускорителей заряженных частиц, их сооружения и применения. В настоящее время основная концепция этой деятельности заключается в проведении научно-исследовательских работ и создании ускорителей с широким диапазоном параметров, которые могли бы соответствовать любым требованиям рынка радиационных технологий. В состав ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000

В состав ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 в настоящее время входит более десяти уникальных электрофизических установок, предназначенных для решения широкого круга задач. В первую очередь это, конечно, фундаментальные исследования в области ядерной физики и элементарных частиц, исследования по физике и технике ускорителей, взаимодействию излучения с веществом и реакторному материаловедению. Кроме того, в последнее десятилетие получили мощное развитие радиационные и фотоядерные технологии, применяющиеся в энергетике, промышленности, медицине и других отраслях науки и техники.

Принцип работы большинства созданных и в настоящее время создаваемых ускорителей заключается в том, что в ускоряющую секцию, представляющую собой волновод, нагруженный дисками, подается высокочастотная волна, которая благодаря специально рассчитанным высокочастотным характеристикам этого волновода распространяется в нем со скоростью света. Электрон, как легкая заряженная частица, захватывается электромагнитным полем бегущей волны и увеличивает свою массу, двигаясь к концу секции синхронно с бегущим полем. Для того чтобы этот процесс состоялся, бегущее поле волны должно иметь достаточно высокую напряженность. В данном случае ускоряющее поле достигает 100...120 кВ/см в начале секции, спадая в 2 раза в конце. Величина спада зависит от тока пучка электронов, который забирает энергию высокочастотного поля. При большом токе поле в конце секции может уменьшиться до нуля. Чтобы выдержать столь высокую напряженность электромагнитного поля, в ускоряющей секции создается вакуум не хуже 5 10<sup>-7</sup> мм рт. ст., а чистота поверхности внутренней структуры волновода соответствует 12...14 классу с целью исключения возможности электрических пробоев. В качестве источника сверхвысокочастотной (CBY) мощности используется клистронный импульсный усилитель (КИУ), работающий на частоте 2797,15 МГц и имеющий мощность в импульсе до 20 МВт.

Источником электронов на ускорителях служат электронные пушки, работающие на различных принципах и создающие предварительное ускорение электронам до 25...130 кэВ, необходимое для успешного захвата электронов бегущим электромагнитным полем в ускоряющем волноводе. В процессе ускорения электронов участвует лишь положительная полуволна бегущего поля; частицы, попавшие в отрицательную полуволну, не захватываются в дальнейшее ускорение. Один высокочастотный источник мощностью 20 МВт может ускорить электроны или позитроны при импульсном токе 100 мА до энергии 25...50 МэВ в зависимости от длины ускоряющей структуры и ее СВЧ-характеристик.

# 1.2.1. Линейный ускоритель ЛУЭ-300

В послевоенные годы под руководством А.К. Вальтера и разработка К.Д. Синельникова началась резонансных линейных ускорителей заряженных частиц. В конце 40-х годов коллективами А.И. Ахиезера и Я.Б. Файнберга была разработана теория ускорения электронов с помощью высокочастотных электромагнитных полей, распространяющихся в волноводах медленных волн [11]. Это послужило началом проектирования и создания линейного ускорителя электронов на бегущей волне с проектным значением энергии на выходе 360 МэВ. Ускоритель разработан и создан совместно с НИИЭФА (г. Ленинград). Первоначально ЛУЭ-300 был задуман как стенд для испытания оборудования, изготовляемого для ускорителя ЛУЭ-2000 [11]. принят Государственной 1963 году ускоритель был В комиссией как самостоятельная электрофизическая установка. В ускорителе было установлено 10 секций длиной 4,5 м каждая. Впоследствии шестая секция была демонтирована для создания инжекционного канала в кольцо накопителя Н-100; еще позже демонтирована и первая ускоряющая секция в связи с созданием универсального инжекторного комплекса (УИК), работающего в режиме длинных (*т*~1 мкс) и коротких (*т*~1 нс) посылок и как самостоятельная установка, и как единое целое с ускорителя. табл. 1.2.1 приведены основной частью В основные параметры пучка ЛУЭ-300.

Таблица 1.2.1

Энергия, МэВ	3300
Импульсный ток, А	0,3; 0,7*; 10**
Средний ток, мкА	20; 100*
Энергетический разброс, %	2; 1; 0,06***

Основные параметры пучка ЛУЭ-300

\*Предельный ток при энергии до 50 МэВ и частоте посылок 100 Гц.

<sup>\*\*</sup>Предельный импульсный ток в короткой (*τ* < 4 нс) посылке. <sup>\*\*\*</sup>Спектр пучка при работе системы монохроматизации.

На рис. 1.2.1 показан клистронный зал ускорителя ЛУЭ-300.



Рис. 1.2.1. Клистронный зал ускорителя ЛУЭ-300

Наибольшее развитие на ускорителе получили работы, связанные со следующими научными направлениями:

- исследование фоторасщепления легчайших ядер;
- взаимодействие π<sup>+</sup>-мезонов с легчайшими ядрами;
- рассеяние электронов на ядрах;
- физика и техника накопителей;
- радиационная физика и радиационное материаловедение;
- радиационная стойкость приборов, материалов и оборудования;
- отработка и создание радиационных технологий;
- создание импульсных источников нейтронов для определения содержания трансурановых элементов в радиоактивных отходах.

К началу 1989 года ускоритель отработал на различные физические программы около 100 тыс. ч. На пучках ускорителя работали ученые, представляющие более 100 организаций Советского Союза.

# 1.2.2. Линейный ускоритель ЛУЭ-40

В 1964 году для решения прикладных задач построен и введен в эксплуатацию двухсекционный линейный ускоритель электронов ЛУЭ-40 (рис. 1.2.2) с параметрами:

- диапазон энергий 20...40 МэВ;
- импульсный ток 700 мА;
- длительность импульсов 10 мкс;
- частота посылок 50...100 Гц.

В настоящее время ускоритель ЛУЭ-40 преобразован за счет установки новых ускоряющих секций в ускоритель ЛУЭ-100 (на энергию до 100 МэВ).



Рис. 1.2.2. Ускоритель ЛУЭ-40

# 1.2.3. Линейный ускоритель ЛУЭ-2000

По мере развития исследований по физике атомного ядра в ННЦ ХФТИ совершенствовались разработки ускорителей заряженных частиц для получения электронов высокой энергии. Это позволило уже в 1948 году теоретическому отделу Института приступить к расчетам линейного ускорителя электронов на энергию до 2000 МэВ, которые были окончены в 1955 году. На основании выполненных расчетов НИИЭФА (г. Ленинград) с 1957 года приступил к конструированию и изготовлению элементов ЛУЭ-2000, а ГСПИ (г. Москва) – к разработке строительного проекта и всей инфраструктуры ускорителя. Строительно-монтажные работы по сооружению ЛУЭ-2000 были закончены в 1963 году, а в марте 1964 года на ускорителе был получен первый пучок, проведены пусконаладочные работы. В 1965 году ускоритель был принят в эксплуатацию Государственной комиссией. В то время он был крупнейшим линейным ускорителем электронов в мире (рис. 1.2.3).



Рис. 1.2.3. Высокочастотный зал ускорителя ЛУЭ-2000

Ускоритель ЛУЭ-2000 состоит из 50-ти, расположенных соосно, однотипных модулей (ячеек). Каждая ячейка состоит из ускоряющей секции, представляющей из себя цилиндрический дифрагмированный волновод длиной примерно 4,4 м, спаянный из 164 резонаторов, и клистронного импульсного усилителя типа КИУ-12АМ с высоковольтным импульсным источником питания (модулятором) с напряжением до 300 кВ при токе 250 А. Все 50 ячеек ускорителя возбуждаются от задающих генераторов ЗГ-1 и ЗГ-2, которые, в свою очередь, высоковольтным генератором-возбудителем возбуждаются типа «Кремень», работающим на частоте 2797,15 МГц. СВЧгенератора передается задающего мощность ОТ по термостатируемой волноводной линии длиной 250 м вдоль ускорителя. Необходимая для возбуждения ячеек СВЧмощность ответвляется специальными устройствами.

С целью обеспечения максимальной отдачи энергии электромагнитным полем на ускорителе предусмотрены системы синхронизации и фазирования индивидуально для каждой ячейки.

Для проведения пучка электронов точно по центру ускорителя и исключения при этом потерь тока пучка в результате взаимодействия со стенками вакуумных камер ускоряющих секций предусмотрена система фокусировки, осуществляемой магнитным полем соленоидов в начале ускорителя и дублетами квадрупольных электромагнитных линз по всей длине ускорителя.

Для исключения влияния магнитного поля Земли на параметры пучка электронов ускоряющие секции защищены магнитным экраном. Предусмотрены также устройства для коррекции траектории пучка электронов.

Охлаждение ускорительного оборудования осуществляется дистиллированной водой, термостатированной до 37...43°С.

Контроль параметров работы систем ускорителя и пучка электронов ведется с помощью автоматизированной информационно-измерительной компьютерной системы.

В табл. 1.2.2 приведены основные параметры пучка ЛУЭ-2000.

48

Энергия, МэВ	4002000
Импульсный ток, мА	100
Длительность, мкс	2
Частота посылок, Гц	50100
Энергетический разброс, %	0,8

#### Основные параметры пучка ЛУЭ-2000

Примерно к 1993 году (за 28 лет эксплуатации) ускоритель отработал с пучком на различные физические программы 110 тыс. ч.

На ЛУЭ-2000 выполнены комплексные исследования поляризационных параметров в реакциях фоторождения мезонов на протонах и нейтронах. Впервые однозначно определены амплитуды этих процессов и на их основе определена вероятность квадрупольного распада дельта-резонанса, что свидетельствует о наличии тензорного взаимодействия кварков в нуклоне и его пространственной деформации.

Опыты по электророждению мезонов позволили проверить гипотезу частичного сохранения аксиального тока и определить вклад изотензорной компоненты в электромагнитный ток адронов.

Выполнены комплексные исследования различных взаимодействия фотонов процессов И электронов С легчайшими ядрами (дейтрон, гелий). Получены новые данные о свойствах этих ядер, проявлении ненуклонных степеней свободы (кварки, обменные мезонные токи, изобары), дибарионных резонансов.

Обнаружен гексадекапольный резонанс при возбуждении ядер электронами, сверхгигантский резонанс в сечении фотоделения ядер.

Полученные в ХФТИ данные о взаимодействии фотонов и электронов с различными ядрами стали научной основой для прикладных исследований по имитации радиационных повреждений различных материалов на электронных ускорителях. Фундаментальные исследования направлены на решение актуальных проблем субъядерной материи, проверки предсказаний квантовой хромодинамики больших расстояний (взаимодействия кварков в адронах), релятивистской, кварковой ядерной физики, выяснения природы ядерных сил и фундаментальных взаимодействий.

# 1.2.4. Линейный ускоритель ЛУЭ-10

В 1987 году для решения фундаментально-прикладных задач и разработки научно-практических основ радиационных технологий построен и введен в эксплуатацию односекционный линейный ускоритель электронов ЛУЭ-10 (рис. 1.2.4) с параметрами:

- диапазон энергий 8...18 МэВ;
- импульсный ток до 1 А;
- длительность 3,5 мкс;
- частота посылок до 300 Гц.



Рис. 1.2.4. Ускоритель ЛУЭ-10

С 1994 года после реконструкции ускоритель используется для проведения исследований в области радиационных повреждений и радиационных технологий. Установка снабжена подвесным конвейером и устройствами, позволяющими проводить облучение образцов большими дозами. Ускоритель обеспечен лицензированными средствами измерительной определения энергетического спектра техники ДЛЯ И мониторами среднего и импульсного тока электронного пучка.

# 1.2.5. Линейный ускоритель ЛУЭ-60

В 1992 году создан компактный ускоритель ЛУЭ-60 (рис. 1.2.6) для микролитографии с параметрами:

- энергия до 60 МэВ;
- импульсный ток 0,2 А;
- энергетический разброс 1%;
- длительность импульса 1...2000 нс;
- длина ускорителя 4 м.

Базовая модель ускорителя электронов ЛУЭ-60 была разработана в 1989–1990 годах как инжектор электронного пучка в компактный источник синхротронного излучения ИСИ-800. Было изготовлено два подобных ускорителя этой серии.



Рис. 1.2.6. Ускоритель ЛУЭ-60

# 1.2.6. Линейный ускоритель ЛУЭ-ЛИК

В 1994 году построен и введен в эксплуатацию лазерный инжекторный комплекс (ЛИК) с высокой яркостью пучка, СВЧ-пушкой ВЧ-фокусирующими обеспечиваемой И свойствами ускоряющей структуры (рис. 1.2.5). Это односекционный резонансный ускоритель, основной особенностью которого является сочетание универсальной СВЧ-пушки с оригинальной ускоряющей структурой, предложенной профессором Айзацким Н.И. представляющей И собой дифрагмированный волновод с набегом фазы на периоде 4π/3.

Он предназначен для проведения исследований в области формирования и ускорения электронных пучков с большой яркостью, генерации коротковолнового излучения, возбуждения кильватерных полей в плазме и других системах, фокусировки релятивистских пучков в плазме, тестирования диагностической аппаратуры.



Рис. 1.2.5. Ускоритель ЛУЭ-ЛИК

Ускоритель может эксплуатироваться при следующих параметрах:

– энергия – до 20 МэВ;

– эмиттанс –  $< 20\pi \cdot 10^{-6}$  м рад;

– диаметр пучка – 0,8 мм.

С термоэмиссионным катодом:

- длительность 2,5 мкс;
- импульсный ток 1,3 А.

С лазерным катодом:

- длительность 7 нс;
- импульсный ток 2,5 А.

Существенными особенностями ускоряющей структуры возможность ускорения больших импульсных являются зарядов, а также высокочастотная фокусировка пучка. В течение 1998–2013 годов ускоритель используется для исследований экспериментальных В области динамики заряженных частиц, генерации миллиметрового излучения Смита-Парселла, взаимодействия пучка с плазмой.

#### 1.2.7. Линейный ускоритель ЛУЭ-100

для фундаментальных исследований 2005 году В В области ядерной физики решения физических И задач прикладного характера на базе ускорителя ЛУЭ-40 сооружен и введен в эксплуатацию двухсекционный линейный ускоритель электронов ЛУЭ-100 (см. рис. 1.2.2) с максимальной энергией 100 МэВ, малой расходимостью частиц И высокой монохроматичностью пучка. Ускоритель предназначен для изучения фотоядерных реакций с выходом множества нуклонов (до 10).

# 1.2.8. Линейный ускоритель ЛУЭ-КУТ

В 1993 году создан линейный ускоритель электронов, представляющий собой технологический ускорительный комплекс с вертикальной установкой ЛУЭ-КУТ для отработки промышленных радиационных технологий (рис. 1.2.7). Ускоритель имеет следующие параметры:

- энергия 10 МэВ;
- импульсный ток 0,8 А;
- длительность импульса 4 мкс;
- частота посылок до 300 Гц.



Рис. 1.2.7. Ускоритель ЛУЭ-КУТ

Ускоритель КУТ является первым технологическим ускорителем, полностью разработанным в НИК «Ускоритель». Установка представляет собой односекционный линейный электронный ускоритель, снабженный системой сканирования и вывода пучка. КУТ позволяет реализовывать различные радиационные технологии, включая стерилизацию изделий медицинского назначения.

# 1.2.9. Линейный ускоритель ЛУЭ-ЭПОС

В 1999 году для решения прикладных задач и разработки радиационных технологий создан и введен в эксплуатацию линейный ускоритель электронов ЭПОС (рис. 1.2.8), представляющий собой облучательный стенд со следующими параметрами:

- энергия 20...35 МэВ;
- импульсный ток до 1 А;
- длительность импульса 4 мкс;
- частота посылок до 300 Гц.

Установка представляет собой двухсекционный линейный ускоритель, снабженный системой сканирования и вывода электронного пучка. Основное назначение ускорителя – осуществление технологических радиационных процессов, требующих электронных пучков с энергией частиц до 30 МэВ.



Рис. 1.2.8. Ускоритель ЛУЭ-ЭПОС

# 1.2.10. Линейный ускоритель ЛУЭ-КУТ-20

В 2002 году для решения прикладных задач и разработки радиационных технологий построен и введен в эксплуатацию линейный ускоритель электронов КУТ-20 (КУТ-2, рис. 1.2.9) со следующими параметрами:

- энергия 20...40 МэВ;
- импульсный ток до 1 А;
- длительность импульса 4 мкс;
- частота посылок до 300 Гц;
- средняя мощность пучка при энергии 37 МэВ 20 кВт.



Рис. 1.2.9. Ускоритель ЛУЭ-КУТ-20 (КУТ-2)

Ускоритель КУТ-20 – установка для реализации ядерных технологий, в основном для производства изотопов медицинского назначения. В 2007 году ускоритель был модернизирован, добавлена дополнительная секция с третьим клистроном.

# 1.2.11. Ускоритель ИЛУ-200

Ускоритель электронов ИЛУ-200 (рис. 1.2.10) входит в состав стенда для исследования взаимодействия электронного пучка с резонансными структурами и представляет собой электронную пушку с вакуумной системой, вакуумные камеры исследуемых размещения элементов, питающие ДЛЯ импульсные генераторы, системы управления и индикации. В качестве электронной пушки может использоваться пушка со эмиссией магнетронного взрывной типа ИЛИ пушка С термокатодом. Параметры ускорителя:

- энергия электронов - до 200 кэВ;

- ток пучка до 1000 А;
- частота посылок до 1 Гц.



Рис. 1.2.10. Ускоритель электронов ИЛУ-200

# 2.1. Характеристика ускорителей как источников ионизирующих излучений

В зависимости от вторичных излучений, определяющих радиационную обстановку с внутренней стороны защиты и соответственно саму защиту, ускорители комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 (табл. 2.1.1) можно разделить на три группы (в соответствии с классификацией, принятой в [12]).

Таблица 2.1.1

Наименование ускорителей	Энергия электронов	Группа	Излучения, формирующие дозу с внутренней стороны защиты	Излучения, определяю- щие толщину защиты
1. ИЛУ-200	170 кэВ	1	Тормозное	Тормозное
2. ЛУЭ-КУТ	910 МэВ	1	излучение	излучение
<ol> <li>ЛУЭ-10</li> <li>ЛУЭ-ЛИК</li> <li>ЛУЭ-ЭПОС</li> <li>ЛУЭ-40</li> <li>ЛУЭ-КУТ-20</li> <li>ЛУЭ-60</li> <li>ЛУЭ-100</li> <li>(на базе ЛУЭ-40)</li> </ol>	18 MэB 1820 MэB 2035 MэB 40 MэB 2045 MэB 60 MэB 100 MэB	2	Тормозное излучение	Тормозное излучение, быстрые нейтроны
10. ЛУЭ-300 11. ЛУЭ-2000	360 МэВ 2 ГэВ	3	Тормозное излучение	Тормозное излучение, нейтроны <i>E</i> > 50 <i>М</i> э <i>В</i>

Ускорители как источники ионизирующих излучений

Отличительной особенностью *первой группы* ускорителей является отсутствие наведенной радиоактивности на деталях конструкций ускорителя и защиты. Нейтроны также не

являются значимым компонентом этой группы, если не применяются специальные мишени из бериллия и дейтерия с низкими порогами (*γ*, *n*)-реакций 1,67 и 2,23 МэВ.

Вторая группа (до 150 МэВ) объединяет ускорители с энергией электронов выше порога фотоядерных реакций, приблизительно фотомезонных порога реакций. ДО Фотоядерные реакции приводят к образованию таких компонентов радиационного поля, как быстрые нейтроны и радиоактивность. Однако определяющим наведенная радиационную обстановку фактором при работе ускорителей в большинстве случаев является тормозное излучение. Нейтроны следует принимать во внимание в следующих случаях:

- вокруг мишени, на которую падают электроны, имеется защита из материала с достаточно большим атомным номером Z (железо, свинец), ослабляющая мощность дозы тормозного излучения не менее чем на 2...3 порядка;
- с внешней стороны защитных дверей из тяжелых материалов, отличных от бетона;
- на выходе проемов, каналов и лабиринтов из помещения ускорителя.

Практически во всех случаях под углами, близкими к направлению движения ускоренных электронов на мишень, основным фактором, определяющим радиационную обстановку с внутренней стороны защиты, является тормозное излучение.

Значимые величины наведенной радиоактивности определяются мощностью пучка электронов, элементным составом конструкционных материалов и энергией электронов.

Особенностью *третьей группы* ускорителей является необходимость учета нейтронов с энергией более 50 МэВ при расчете и конструировании радиационной защиты.

# 2.2. Классификация источников ионизирующих излучений ускорительного комплекса

Ускорительный комплекс ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000, с точки зрения радиационной опасности, можно рассматривать как совокупность следующих групп источников ионизирующих излучений:

1) облучаемые мишени, предназначенные для достижения определенной цели (получение необходимого вида излучения и радионуклидов, передача энергии пучка ускоренных частиц или ограничение его размеров, измерение параметров пучка или его гашение и т. п.);

2) воздух или его остатки в вакуумных системах, через которые проходят ускоренные частицы;

3) воздух рабочей зоны ускорителей, детали конструкций здания и радиационной защиты;

4) элементы конструкций ускорительных установок, которые подвергаются бомбардировке вышедшими из режимов ускорения, перехода или транспортировки заряженными частицами;

5) сопутствующие или паразитные источники излучений.

Указанные групп источников ионизирующих ПЯТЬ порядке излучений расположены снижения В степени определенности их прогнозирования, в котором, как правило, значимость отражается решении вопросов не при радиационной безопасности [12].

Исходные параметры *первой* и *второй* групп источников применяются в случае, когда существует необходимость определить характеристику радиационной обстановки и рассчитать защиту вблизи мишеней при известных потоке ускоренных частиц  $I_0$  и их энергии  $E_0$ . Расчет радиационной обстановки в этом случае может быть выполнен одним из методов, описанных в [12, 13].

Дозиметрические характеристики *третьей* группы источников также поддаются оценке по известным экспериментальным данным [12].

Четвертая группа характеризуется источников достаточно низкой информативностью в отношении потока ускоренных частиц  $I_0$ , их энергии  $E_0$  и места взаимодействия режимов ускорения, перехода вышедших ИЗ ИЛИ транспортировки заряженных частиц с элементами получение ускорительных установок. В этой связи информации об источниках излучений возможно лишь с измерений дозиметрических параметров помощью поля излучения источников, наиболее близких по  $I_0$  и  $E_0$  к интересующим нас. Решением задачи может быть также допустимых потерь установление мощности пучка В определенном месте ускорительной установки, где известна энергия Е<sub>0</sub>, по заданной допустимой мощности дозы излучения и приемлемым размерам защиты [14].

составляют Пятую группу тормозного источники электронами, излучения, которое генерируется сопутствующими ускорению частиц, основных электровакуумными устройствами, присущими ускорительной установке и создающими высокое напряжение электрического поля (генераторы СВЧ, клистронные усилители, отклоняющие системы и др.).

дозиметрического контроля Система (СДК) на ускорителях ННЦ ХФТИ существует на протяжении более полувека, подвергаясь при этом постоянным доработкам и соответствии совершенствованию требованиями В С меняющихся нормативных документов. На ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 СДК впервые разработана в 1963 году после создания ускорителя ЛУЭ-300. В настоящее время усовершенствованная СДК в основном соответствует требованиям, изложенным в Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности Украины (ОСПЗРБУ, раздел 14.2, том 6. Радиационная гигиена) [15].

Далее курсивом приведен текст требований ОСПЗРБУ (§ 4.2.1; 4.2.4).

• Виды, объем и периодичность контроля. Программа радиационно-дозиметрического контроля на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000, являющаяся неотъемлемой частью СДК, включает в себя текущий (плановый), операционный (оперативный) и специальный контроль.

*Текущий* контроль служит для получения текущей информации о состоянии радиационной обстановки, ее изменении, а также о возникновении возможных аварийных ситуаций.

Операционный (оперативный) контроль осуществляется спустя определенное время после снятия пучка; по требованию в случае необходимости проведения персоналом ремонтных, исследовательских и других работ или операций в зоне повышенного излучения, где возможны дозовые затраты, установленные контрольные превышающие уровни радиационной безопасности (по мощности эквивалентной дозы) или допустимые дозовые пределы, установленные Нормами радиационной безопасности Украины [16] (по эффективной Программа операционного дозы). лимиту контроля включает в себя измерение мощности эквивалентной

дозы в месте непосредственного выполнения работ, расчет допустимого времени работ и контроль над его соблюдением. При необходимости в программу операционного контроля проб воздуха рабочей отбор может входить зоны С последующим определением радиоактивных газов и аэрозолей, определение радиоактивного загрязнения степени поверхностей помещения, оборудования, кожных покровов и персонала, определение содержания спецодежды аэрозолей в воздухе, радиоактивных выбрасываемом В атмосферу, определение степени его очистки и др.

Специальный контроль служит для получения новых сведений о радиационной обстановке, необходимых ДЛЯ определения или уточнения объема текущего и операционного радиационно-дозиметрического контроля. Сюда входят измерения исследовательского характера для физики радиационной защиты, дозиметрии, определения спектрального и компонентионизирующего излучения. Специальный составов ного контроль осуществляется при вводе в наладку и эксплуатацию новых установок (технологических участков) или модернизации существующих в случае, если заранее неизвестны дозовые и спектральные характеристики генерируемых излучений или неизвестны радиационные последствия, сопровождающие те или иные технологии. Программа такого контроля определяется характером модернизации и параметрами работы установок или технологических участков и включает в себя первичное радиационное обследование; выявление участков, на которых колебания мощности дозы; спектральное имеют место генерируемых излучений; установление исследование способов и средств последующего радиационного контроля; установление участков обязательного контроля, его объема и экологических периодичности; определение последствий, сопровождающих радиационно-ядерные технологии, методов и средств их контроля.

Эти три части радиационно-дозиметрического контроля (текущий, операционный и специальный) тесно связаны между собой и не имеют резких границ. Вопрос о том, что отнести к обязательной текущей программе, связан с понятием

минимально необходимого радиационно-дозиметрического контроля. Под этим термином понимается [17,18]:

- минимум компонентов измерений, аппаратуры, методов или способов измерений, обеспечивающих в совокупности измерение не менее 80...90% полной эквивалентной дозы;
- периодичность измерений, при которой степень радиационного риска в промежутке между ними может быть оценена по предыдущим результатам измерений с указанной (т.е. 80...90%) степенью достоверности.

При сложном компонентном (нейтроны, протоны, гаммакванты и др.) и спектральном составе вторичного излучения, что имеет место на ускорителях 2-й и 3-й групп (см. предыдущий раздел), существует только две возможности строгого определения эквивалентной дозы такого излучения. Одна из них связана с детальным спектрально-компонентным анализом вторичного излучения и использованием факторов конверсии поток-доза. Вторая основана на использовании методов ЛПЭ-метрии, позволяющих определить дозу вкупе от всех компонентов, не анализируя их в отдельности. Методы ЛПЭ-метрии очень привлекательны для применения на крупных ускорителях, однако из-за своей сложности они не вышли за рамки чисто лабораторных исследований. Детальный спектрально-компонентный низкой анализ из-за производительности (при существующей отечественной аппаратурно-приборной базе) имеет очень ограниченное применение, тогда дозиметрические как оперативные измерения на действующих ускорителях носят массовый характер\*. Упомянутые выше 80...90% достоверности И являются разумной платой за повышение производительности измерений.

<sup>\*</sup>Здесь необходимо отметить, что в последние годы зарубежные фирмы освоили выпуск компактной переносной спектрометрической аппаратуры, обладающей достаточным быстродействием, чтобы осуществлять детальный спектрально-компонентный анализ при выполнении оперативных измерений. Однако применение таких приборов для повседневного радиационнодозиметрического контроля из-за высокой стоимости входит в противоречие с принципом оправданности радиологической защиты [16].

Объем и периодичность текущего и операционного контроля определяются Программой радиациационно-дозиметрического контроля<sup>\*\*</sup>.

Объем контроля определяется группой ускорителя, а также расположением рабочих мест и мест возможного пребывания персонала и составляет от одного до нескольких десятков точек выполнения измерений.

Периодичность текущего контроля составляет 1-2 раза в год, периодичность операционного контроля – по мере необходимости и специально не регламентируется.

Объем и периодичность специального контроля определяются характером модернизации, а также параметрами работы установок или технологических участков, необходимостью уточнения радиационной защиты в результате изменения режимов работы установок и также специально не регламентируется.

В Программе радиационно-дозиметрического контроля на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 предусмотрен также аварийный контроль на случай возникновения внештатной или аварийной ситуации. Аварийный контроль осуществляется с целью обеспечения информацией, необходимой для принятия решения о вмешательстве и определения формы, Аварийный оправданности вмешательства. масштаба И Контроль проводится в объемах, обеспечивающих получение полной и достоверной информации, во-первых, о характере и дозах внутреннего и внешнего облучения пострадавшего персонала, во-вторых, о степени и объемах воздействия радиационных факторов на объекты окружающей среды. Программы аварийного контроля содержатся в планах предупреждения радиационных аварий и ликвидации их последствий, разработанных для тех объектов и технологических участков, где имеется их гипотетическая возможность.

<sup>\*\*</sup>Программа радиационно-дозиметрического контроля включает в себя План работ Службы радиационной безопасности по радиационнодозиметрическому контролю, а также График измерений ионизирующего излучения на ускорительных установках. И план, и график ежегодно разрабатываются Службой радиационной безопасности, согласовываются и утверждаются в установленном порядке.

• Объекты контроля, в том числе помещения, в которых осуществляться контроль, a также объекты должен окружающей среды в границах санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и зоны наблюдения (ЗН). Объекты контроля (ускорители, излучение; генерирующие ионизирующее помещения: участки; участки технологические радиационно-ядерных технологий) в границах СЗЗ и микрорайона Пятихатки Программой радиационно-дозиметрического определяются контроля. В зданиях ускорительного комплекса контроль осуществляется на рабочих местах как постоянного, так и временного пребывания персонала категорий А и Б. Учитывая существующую инфраструктуру ускорительного комплекса, устройство и расположение составляющих его частей, а также характер работ, выполняемых обслуживающим персоналом и экспериментаторами, рабочим местом является практически все здание ускорителя, включая зону строгого режима (в терминологии, принятой в [12], зону запрета), что не противоречит требованиям [15].

На рис. 3.1 в соответствующем масштабе показаны установленные СЗЗ:

- зона радиусом 400 м вокруг мишенного зала ускорителя ЛУЭ-2000 (место гашения электронного пучка, здание №46);
- зона радиусом 300 м вокруг здания №4, в котором проводятся работы с применением источников ионизирующего излучения в открытом виде;
- зона радиусом 314 м вокруг бериллиевого корпуса (здание №86).

Эти зоны установлены Государственной инспекцией III Главного управления Минздрава СССР (Заключение №3-62 от 5 мая 1962 года, Заключение №59-141 от 5 октября 1959 года и Заключение №32 от 22.09.1986 года соответственно). Первые две зоны, кроме того, утверждены решением Харьковского облисполкома (Постановление №591-27 от 28.10.1966 года).



Рис. 3.1. Установленные СЗЗ ННЦ ХФТИ: зона радиусом 400 м вокруг мишенного зала ускорителя ЛУЭ-2000, зона радиусом 300 м вокруг здания №4 и зона радиусом 314 м вокруг бериллиевого корпуса (здание №86)

При осуществлении радиационного контроля границей СЗЗ условно считается периметр промплощадки №2, ЗН – территория вне пределов периметра, включая территорию жилого массива Пятихатки. Контроль в границах СЗЗ и ЗН периодическое измерение В себя мощности включает эквивалентной дозы в заранее определенных местах. Такими местами являются участки территории, на которых существует образования (гипотетическая вероятность возможность) техногенно-усиленного радиационного фона.

• Контролируемые параметры. Измеряемые параметры объектов контроля определяются Программой радиационно-дозиметрического контроля и включают в себя:

- мощность эквивалентной дозы фотонного излучения, определяемую с помощью средств измерительной техники методом прямых измерений;
- мощность эквивалентной дозы или плотность потока нейтронного излучения, также определяемую с помощью средств измерительной техники методом прямых измерений;
- эффективную дозу (за счет фотонного и нейтронного излучений), определяемую с помощью средств ИДК;
- концентрацию радиоактивных газов и аэрозолей в рабочей зоне ускорителей (бункере), на рабочих местах персонала и в воздухе, выбрасываемом в атмосферу.

Помимо измеряемых параметров контролируются режим работы ускорительной установки, количество радиоактивного материала на рабочем месте и др., оговоренные в Санитарном паспорте, работоспособность систем блокировки.

• Контрольные допустимые уровни контролируемых u определяемые Контрольные уровни, параметров. как радиационно-гигиенические регламенты первой группы, устанавливаются администрацией предприятия по согласованию с Государственной санитарно-эпидемиологической органами службы и Министерством здравоохранения Украины с целью закрепления достигнутого на данном объекте уровня санитарно-гигиенического благополучия относительно потенциально опасных для здоровья человека факторов радиационной природы. Они позволяют своевременно выявлять тенденцию к получению большей, чем планировалось, дозы облучения; вовремя применять профилактический вывод персонала из условий, связанных с облучением, и в то же время полнее учитывать специфику работы каждого ускорителя.

Контрольные уровни в этом смысле рассматриваются как уровни действия и уровни принятия мер (вмешательства). Именно ими должна руководствоваться администрация при оперативном контроле и регулировании условий работы и проживания людей. Превышение контрольных уровней еще не представляет опасности для здоровья, но должно рассматрисигнал о нарушении системы мероприятий ваться как радиационной безопасности со всеми вытекающими отсюда вплоть до комиссионного расследования последствиями, причин выработки соответствующих мероприятий И ПО нормализации радиационной обстановки. Следует особо подчеркнуть, что если время воздействия радиационного фактора (t, ч) отличается от установленного референтного времени, равного 1700 ч в год [15], то контрольный уровень может быть увеличен в 1700/*t* раз по сравнению с допустимой мощностью дозы для персонала [16]. Необходимо также помнить, что согласно требованию [15] значение контрольного уровня не должно превышать 70% значений соответствующих допустимых уровней.

Для ускорителей характерно воздействие не одного, а многих радиационных факторов. Поэтому при установлении контрольных уровней для ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 принято во внимание совместное действие факторов, включая специфику работы каждого всех ускорителя, пребывание персонала в течение смены на участках с различной мощностью эквивалентной дозы (с учетом среднего времени пребывания), а также работу при остановленном ускорителе в полях наведенной активности. контрольных уровней регламентированы Значения В зависимости от конкретных условий и установлены для конкретных участков, помещений, проходов, вакуумного коридора и клистронного зала.

• Порядок допуска персонала к работам (в том числе – по нарядам-допускам). Допуск персонала к работам в полях ионизирующих излучений осуществляется в соответствии с требованиями [15]. Допуск к работам в зоне повышенных уровней излучения, в том числе в бункере размещения ускорителей, осуществляется дежурным оператором после выполнения представителем Службы радиационной безопасности необходимых измерений мощности эквивалентной дозы и расчета возможного времени работы. Ликвидация аварии и выполне-

ние других мероприятий, связанных с возможным переоблучением персонала, выполняются при дозиметрическом контроле по наряду-допуску, в котором определяются продолжительность работы, перечень обязательных средств защиты, фамилии лиц, принимающих участие в ликвидации аварии, и лиц, ответственных за выдачу разрешения на проведение работ.

• Порядок учета и планирования доз. Учет и хранение доз внешнего и внутреннего облучения персонала осуществляется бумажных и компьютерных носителях информации. на действие Информационно-Разработана введена И В аналитическая система индивидуального дозиметрического контроля персонала ННЦ ХФТИ (ИАС ИДК). Планирование осуществляется путем установления и соблюдения Д03 контрольных уровней мощности эквивалентной дозы на постоянного и временного пребывания рабочих местах предварительного дозиметрического персонала, a также обследования и расчета допустимого времени в случае проведения работ в зоне повышенного излучения.

• Система обеспечения качества при осуществлении дозиметрического контроля. Система обеспечения качества изложена в Руководстве по качеству, являющемся неотъемлемой частью пакета документов метрологически аттестованной (аккредитованной) лаборатории, структурным подразделением которой является Служба радиационной безопасности. Руководство определяет систему обеспечения качества выполнения измерений, оговаривает конкретные методы и процедуры по выполнению работ согласно области аттестации, обеспечению достоверности, объективности и точности измерений, предупреждению факторов, снижающих доверие к результатам.

Главная цель политики в области качества состоит в гарантированном обеспечении полноты и правильности измерений, достоверности, объективности выполнения И результатов. Гарантия качества базируется точности на использовании методик выполнения измерений, определенных действующими нормативными документами, и выполнении процедуры поддержки необходимого уровня точности средств измерительной техники.

# Раздел 4. Методы и средства контроля радиационной обстановки

Программа радиационно-дозиметрического контроля на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000, как уже было сказано в разделе 3, включает в себя текущий (плановый), операционный (оперативный) и специальный контроль. Все виды контроля осуществляются, в основном, с помощью стационарных и переносных средств измерительной техники, к которым относятся радиометры-дозиметры, дозиметры-накопители и спектрометры.

Для осуществления текущего и операционного контроля радиационной обстановки, формируемой фотонным излучением (тормозное рентгеновское и гамма-излучение), применяются приборы, принцип действия которых основан на ионизационном и сцинтилляционном методах регистрации фотонов.

Из приборов отечественного производства, основанных на ионизационном методе, наибольшее применение в свое время получил дозиметр ДРГ2-01 с двумя ионизационными изготовленными воздухоэквивалентной камерами, ИЗ пластмассы. Он предназначен для измерения экспозиционной дозы или мощности экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучения с эффективной энергией от 30 до 1250 кэВ. Диапазон измерения дозы достаточно широк (составляет от 5 мкР до 300 Р), мощности дозы – от 0,01 мкР/с до 3 Р/с при основной погрешности измерений, не превышающей ±10%. Главными преимуществами этого прибора перед другими являются возможность измерения дозы за одиночный импульс и достаточно хорошая точность показаний. К недостаткам отнести слабую защищенность следует воздействия ОТ электрических, магнитных и электромагнитных полей, а также невозможность измерения эквивалентной дозы.

Наиболее распространенными приборами, основанными на сцинтилляционном методе регистрации фотонного

хорошо зарекомендовавшие излучения, являются себя дозиметры типа ДРГЗ, самый совершенный из которых ДРГЗ-04. Он предназначен для измерения экспозиционной дозы (ее мощности средней мощности) непрерывного или И импульсного рентгеновского и гамма-излучений в диапазоне эффективных энергий квантов 30...3000 кэВ, максимальной поглощенной дозы в ткани (ее мощности или средней мощности) непрерывного и импульсного высокоэнергетичного тормозного и гамма-излучений в диапазоне энергий 1...25 МэВ (в том числе экспозиционной и максимальной поглощенной доз разовых импульсов). Диапазон измерения мощности дозы составляет от 0,02 мкР/с (мкрад/с) до 3 мР/с (мрад/с), дозы – от 0,2 мкР (мкрад) до 30 мР (мрад). Основная погрешность измерения экспозиционной и максимальной поглощенной дозы в ткани не превышает ±15%, мощности дозы – ±10%. В качестве воздухоэквивалентного сцинтиллятора в дозиметре используется сцинтиллирующая пластмасса на основе полистирола.

Более чувствительным по мощности экспозиционной дозы является дозиметр ДРГЗ-02, минимально детектируемая мощность дозы которого составляет 0,004 мкР/с при энергии фотонов 20...3000 кэВ.

Дозиметр ДРГ3-01 имеет более низкий порог минимальной энергии регистрируемых фотонов – 15 кэВ, но более высокий порог по минимальной мощности дозы – 0,04 мкР/с.

Основной недостаток дозиметров типа ДРГ3 – используемая воздухоэквивалентная сцинтиллирующая пластмасса, не позволяющая с достаточной степенью достоверности измерять эквивалентную дозу.

Не менее широкое распространение в последнее десятилетие получил радиометр-дозиметр МКС-01Р с набором датчиков для регистрации различных видов излучений, позволяющих измерять:

 – эквивалентную дозу и мощность эквивалентной дозы рентгеновского и гамма-излучений;

- плотность потока и флюенс тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов;
- эквивалентную дозу и мощность эквивалентной дозы нейтронного излучения.

Эквивалентная доза рентгеновского и гамма-излучений определена на глубине 1000 мг/см<sup>2</sup> в ткани. Эквивалентная доза нейтронного излучения определена как максимальная доза в тканеэквивалентном полубесконечном фантоме, облучаемом моноэнергетическим пучком нейтронов, падающих перпендикулярно его поверхности.

Энергетический диапазон измеряемого нейтронного излучения составляет от 0,025 эВ до 14 МэВ. Основная погрешность регистрации нейтронного излучения –  $\pm 20\%$ . При измерениях плотности потока нейтронов и мощности эквивалентной дозы нейтронного излучения предел допускаемой дополнительной погрешности, обусловленной фоновым воздействием гамма-излучения мощностью дозы до  $10^2...10^3$  мкР/с, равен  $\pm 10\%$ .

Диапазон измерения тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов по мощности эквивалентной дозы – 1...10<sup>4</sup> мкЗв/ч, по эквивалентной дозе – 1...10<sup>5</sup> мкЗв. Детектор блока для регистрации нейтронов выполнен на основе смеси ZnS(Ag) и фтористого лития, дисперсированного в диске из оргстекла и притертого к фотокатоду ФЭУ. В центральной части диска с наружной стороны нанесен слой ZnS(Ag), предназначенный для проверки работоспособности по контрольному альфа-источнику.

Детектор блока для измерения гамма-излучения, как и в дозиметрах ДРГЗ, выполнен на основе тканеэквивалентной сцинтиллирующей пластмассы. Конструкция блока обеспечивает измерение гамма-излучения при наличии сопутствующего бета-излучения. Для этого на торце блока детектирования крепится крышка-фильтр из полистирола, полностью поглощающего бета-излучение с максимальной энергией в спектре 3 МэВ.

При работе ускорителя ЛУЭ-2000 в наиболее жестком облучательном режиме (программа «Луч») измерения уровней
гамма- и нейтронного излучений с внешней стороны защиты осуществлялись с помощью автоматизированной системы непрерывного радиационного контроля ACHPK-2000 [19], разработанной и созданной в ННЦ ХФТИ силами Лаборатории радиационных исследований и охраны окружающей среды. В качестве датчиков гамма-излучения использовались блоки детектирования: БДМГ-08Р, БДМГ-08Р-01 и БДИГ-08Р-02 с диапазонами измерений по мощности экспозиционной дозы  $1,0\cdot10^{-5}...1,0\cdot10^{-2}$ ;  $5,0\cdot10^{-4}...1,0$  и  $5,0\cdot10^{-1}...1000$  Р/ч соответственно. Детекторами в блоках служили газоразрядные счетчики СИ-22Г, СБМ-21 и СИ-38Г. Диапазон энергий регистрируемого фотонного излучения составлял 0,12...3,0 МэВ.

В качестве датчиков нейтронного излучения в системе АСНРК-2000 использовались устройства детектирования УДБН-02Р, преобразующие мощность эквивалентной дозы нейтронов в последовательность статистически распределенных импульсов, средняя частота которых пропорциональна значению мощности дозы. Устройство детектирования регистрировало нейтронное излучение в диапазоне мощностей доз  $3,0\cdot10^{-10}...3,0\cdot10^{-5}$  Зв/с. Собственно детектором нейтронов являлся коронный счетчик типа СНМ-42.

Система функционировала в двух основных режимах:

- «on line», при котором центральный процессор периодически опрашивал периферийные процессоры, принимал и обрабатывал накопленную за цикл информацию, представляя ее на экране монитора в виде таблиц и графиков;
- вся текущая - «off line», котором информация при периферийными обрабатывалась И накапливалась центральный процессор информация на процессорами; заранее определенной периодичностью поступала С (например, 1 раз в смену или сутки), сохраняясь в банке данных.

Режим «on line» использовался при настройках и пуске ускорителя, а также во время смены его параметров работы для получения предварительных сведений о радиационной

обстановке. Режим «off line» как более экономичный использовался при стационарных параметрах работы ускорителя.

Для контроля радиационной обстановки в области малых доз (на значительном удалении от ускорительных установок, на территории санитарно-защитной и наблюдаемой зон) применялись термолюминесцентные детекторы в специальных влагонепроницаемых кассетах, описание которых следует ниже.

Для измерения спектрального состава гамма-излучения с внешней стороны радиационной защиты применяли детектор 300 мм, NaJ(Tl) диаметром толщиной 150 мм. базе на Спектральный состав нейтронного излучения с внешней стороны защиты определяли с помощью спектрометра Боннера с набором шаров-замедлителей из блочного полиэтилена  $(0,92 \pm 0,04) \, \Gamma/cm^3$ плотностью И детектором тепловых нейтронов на базе кристалла <sup>6</sup>LiJ(Eu).

спектрально-элементного Исследования состава радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочей зоны ускорителей производились применением стационарного гамма-С германий-литиевого спектрометра базе (Ge-Li) на диффузионно-дрейфового **ДГДК-68В**. детектора Гаммапредназначен спектрометр для измерения И обработки энергетических спектров гамма-излучения и включает в себя упомянутый детектор, устройство спектрометрическое УИ-36, АИ-1024-95-17 анализатор импульсов программный И комплекс BaltiSpectr-3.

Германий-литиевый диффузионно-дрейфовый детектор ДГДК-68В окружен свинцовой защитой толщиной 5 см. Конструктивно детектор выполнен в виде герметичного неразборного блока детектирования – криостата. Кристалл германия установлен на верхнем конце хладопровода и закрыт цилиндрическим кожухом из алюминиевого сплава диаметром 90 мм. Нижний конец хладопровода погружен в сосуд Дьюара, заполненный жидким азотом. Детектор обладает следующими характеристиками:

Диапазон регистрируемых энергий, МэВ......0,05...10

Энергетическое разрешение, кэВ:

• для энергии 122 кэВ по изотопу Со-57 ПШПВ	1,2
• для энергии 1332 кэВ по изотопу Со-60 ПШПВ	1,8
• для энергии 1332 кэВ по изотопу Со-60 ПШДВ	
Чувствительность для энергии 1332 кэВ, мм <sup>2</sup>	68
Абсолютная эффективность, %	$6,8 \cdot 10^{-3}$
Площадь чувствительной поверхности, см <sup>2</sup>	12
Толщина чувствительной поверхности, мм	14

Устройство спектрометрическое УИ-36 состоит ИЗ предусилителя БУСИ-57 и пульта СЭС-12. Пульт СЭС-12 содержит высоковольтный стабилизатор для питания ППД; спектрометрический усилитель для усиления и формирования сигнала, поступающего с предусилителя; эспандер для частичных спектров; исследования детального генератор точной амплитуды. Технические данные УИ-36: Энергетический эквивалент уровня шума, кэВ......1,0 Нестабильность амплитудной характеристики за 8 ч непрерывной работы составляет не более, %......0,1

Программный комплекс BaltiSpectr-3 обеспечивает широкие возможности в управлении основными режимами работы анализатора и обработке накопленной анализатором спектрометрической информации посредством использования возможностей математического аппарата и эффективных алгоритмов, применяемых при разработке программы, в частности:

• автоматический поиск пиков в спектре;

• проведение нелинейной (полином до 3-й степени) энергетической калибровки спекрометрического тракта при помощи образцовых гамма-источников;

• проведение автоматической калибровки детектора по эффективности регистрации гамма-квантов;

• автоматический расчет параметров пиков (положение пика, площади под пиком за вычетом фона, энергии и погрешности их определения);

• разрешение мультиплетов в исследуемом спектре;

• идентификация радионуклидов, гамма-линии которых обнаружены в исследуемом спектре;

• вычисление абсолютных величин активности радионуклидов исследуемого объекта;

• вывод результатов обработки и графическое изображение спектра в виде распечатки на принтере.

### Раздел 5. Методы и средства индивидуального дозиметрического контроля

Основной целью индивидуального дозиметрического контроля является получение информации о дозах облучения за определенный промежуток времени и характере их изменения. Индивидуальный дозиметрический контроль, в зависимости от характера работ, включает [15]:

индивидуальный дозиметрический контроль внешнего облучения за счет гамма-излучения (при необходимости – за счет нейтронов, рентгеновского и бета-излучений) с использованием индивидуальных дозиметров;

– индивидуальный (групповой) дозиметрический контроль внутреннего облучения, осуществляемый на основе результатов прямых измерений концентрации радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочих помещений (мониторинга рабочих мест).

Индивидуальный дозиметрический контроль внешнего облучения обязателен для лиц из числа персонала (категория А), суммарная годовая эффективная доза облучения которых может достигнуть 10 мЗв (в нормальных или аварийных усло-Индивидуальный (групповой) дозиметрический виях). контроль внутреннего облучения обязателен для лиц из числа персонала, ожидаемая годовая эффективная доза облучения которых связана с их профессиональной деятельностью и может превысить 1 мЗв в нормальных или аварийных условиях. Для индивидуального контроля внутреннего облучения используются результаты мониторинга рабочих мест. Индивидуальный дозиметрический контроль внешнего локального и общего облучения с использованием индивидуальных дозиметров обязателен для женщин детородного возраста (до 45 лет), принадлежащих к категории А, независимо от ожидаемой дозы облучения. Необходимость в проведении индивидуального дозиметрического контроля внутреннего облучения персонала комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 ускорительном на ДО настоящего времени отсутствовала.

### 5.1. Описание методов и средств индивидуального контроля

Методы и средства индивидуального контроля внешнего облучения подразделяются на основные, дополнительные (оперативные) и аварийные [20]. В качестве основных методов внешнего облучения персонала контроля долгое время использовались фотопленочные методы ИФК-2,3; ИФКУ; ИФКН. На протяжении последних полутора десятков лет в качестве основного и аварийного методов измерения дозы гамма-излучений используется рентгеновского И Дополнительным термолюминесцентный. (оперативным) являются конденсаторные средством контроля прямопоказывающие дозиметры типа ДК-02.

ИФКУ предназначены ИФК-2,3 И Методы для определения дозы рентгеновского и гамма-излучений В интервале энергий от 20 кэВ до 2 МэВ, бета-излучения и тепловых нейтронов. Принцип методов ИФК-2,3 и ИФКУ, как известно, основан на образовании скрытого изображения в фотоэмульсии при прохождении через нее заряженных частиц. При регистрации рентгеновского и гамма-излучений – это вторичные электроны из фотоэмульсии и окружающих ее регистрируются нейтроны Тепловые фильтров. по возбуждаемому ими гамма-излучению при захвате в кадмии, слой которого располагается рядом с фотопленкой (ИФКУ). Оценка дозы облучения осуществляется путем сравнения оптической плотности почернения экспонированных (рабочих) пленок с контрольными, которые облучены известной дозой излучения. Определение вида оптической измеряемого плотности почернения осуществляется с использованием денситометра, измеряющего оптическую плотность В проходящем В метода основе свете. свойство лежит фотоумножителя, заключающееся в том, что при условии постоянства величины анодного тока напряжение на его динодах изменяется пропорционально логарифму изменения освещенности фотокатода. Это позволяет градуировать шкалу

денситометра, измеряющего ток делителя ФЭУ, в единицах оптической плотности.

Метод ИФКН (ядерных эмульсий) предназначен для определения экспозиционной дозы нейтронов. В качестве детектора используется тонкослойная ядерная эмульсия типа МК-20 толщиной 20 мкм и размером 12х18 мм, нанесенная на триацетатную подложку и помещенная в корректирующий в котором чередуются слои водородсодержащих пакет, и поглотителей симметрично радиаторов относительно эмульсии. Принцип фотоконтроля нейтронов методом ИФКН основан на регистрации треков в ядерной фотоэмульсии, чувствительной к протонам. Для нейтронов с энергией менее 0,3 МэВ треки в эмульсии обусловлены протонами реакции  $^{14}$ N (n, p)  $^{14}$ C, идущей на ядрах азота эмульсии под действием медленных нейтронов, падающих на тело человека или облучении при промежуточными вышедших ИЗ него нейтронами. Для нейтронов с энергией от 0,5 до 15 МэВ треки обусловлены протонами отдачи, образующимися при взаимодействии нейтронов с ядрами водорода эмульсии и окружающих радиаторов. Коэффициент ee пропорциональности между числом треков на единицу нейтронов площади эмульсии эквивалентной дозой И определяется путем градуировки нейтронами из Pu-Beисточника. Затем эмульсии просматриваются на микроскопах типа МВИ с окуляром 10<sup>x</sup> и иммерсионным объективом 60<sup>x</sup>. При этом счет треков производится по траверзу 0,1540,15 мм.

Наибольшее распространение в последнее десятилетие в индивидуальной дозиметрии получил термолюминесцентный на способности некоторых метод, основанный твердых люминофоров кристаллических запасать веществ \_ И длительное время сохранять часть поглощенной энергии ионизирующего излучения. При нагревании облученный свет-термолюминесценцию, испускает люминофор интенсивность максимума которой (пиковый метод) или светосумма (интегральный метод) пропорциональны дозе облучения. Термолюминесцентный метод предназначен для измерения доз рентгеновского и гамма-излучений в диапазоне

80

энергий от 10 кэВ до 3 МэВ. При соответствующих градуировках возможно измерение доз заряженных частиц и нейтронов, а также применение дозиметров с термолюминесцентными детекторами в смешанных гамманейтронных полях.

В индивидуальной дозиметрии персонала ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 применяются термолюминесцентные детекторы на основе Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (ТЛД-500К) и LiF (ДТГ-4). Пределы измере-ний для ТЛД-500К составляют 10<sup>-7</sup>...1 Зв, для ДТГ-4 – 5·10<sup>-5</sup>...10 Зв. Широкий диапазон измеряемых доз, независимость показаний от электромагнитных, магнитных и электрических полей позволяют использовать этот метод во всех местах возможного нахождения персонала аварийных ускорительного комплекса, том числе В В ситуациях.

### 5.2. Исследование характеристик термолюминесцентных детекторов

Целью исследований являлось изучение основных характеристик термолюминесцентных детекторов В тех реальных условиях, в которых предполагалось их дальнейшее использование в двух, связанных между собой, направлениях: дозиметрическом контроле внешнего В индивидуальном персонала и задачах контроля радиационной облучения обстановки, в первую очередь на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 [21]. Исследовались детекторы на основе LiF, изготовленные в Иркутском институте геохимии (ДТГ-4) и в Рижском медицинском институте (ТЕЛДЕ), а также детекторы на основе Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, изготовленные в Уральском политехническом институте (ТЛД-500К). Изучены следующие характеристики детекторов.

• Изменение чувствительности om времени. Установлено, co временем происходит потеря ЧТО чувствительности, зависящая не OT количества циклов облучение-отжиг. кривой термостимулированной Форма

люминесценции, записанная в разное время, практически не изменилась для исследуемых типов детекторов. Неодинаковое изменение чувствительности детекторов, произвольно отобранных из одной партии, требует проведения калибровки детекторов до и после экспозиции (в случае, если экспозиция составляет более трех месяцев). Снижение погрешности измерений в области малых доз может быть достигнуто путем калибровки каждого детектора в отдельности.

• Зависимость термостимулированной люминесценции от дозы. Показано, что для всех типов исследуемых детекторов сохраняется линейная зависимость измеряемой термолюминесценции в широком диапазоне доз. Облучение производилось источником гамма-излучения из Со-60 на градуировочной линейке «Эталон-1М».

• Влияние температуры на показания детекторов. Детекторы облучались дозой 10<sup>-2</sup> Зв при температурах -10, 0 и +10 °C. Зависимости показаний детекторов от температуры в данном интервале не обнаружено.

• Зависимость показаний детекторов от времени освещения. Показано, что облученные дозой 10<sup>-2</sup> Зв детекторы ТЛД-500К практически полностью теряют информацию за С 1000 с при освещенности 3000 лк. другой стороны, термообработанные (обнуленные) детекторы при освещении некоторую информацию. способны накапливать Так. освещение детекторов в течение 500 с при освещенности 3000 лк равносильно их облучению дозой 0,1...0,3 мЗв. Таким ТЛД-500К эксплуатация детекторов образом, должна производиться в светонепроницаемых кассетах. Детекторы ДТГ-4 и ТЕЛДЕ не чувствительны к освещенности.

• Энергетическая зависимость чувствительности детекторов. Облучение детекторов производилось с помощью источников из Co-60, Cs-137, а также фотонами рентгеновского спектра с максимальной энергией 60 кэВ. Полученные энергетической зависимости удовлетворительно значения данными. Показано, расчетными согласуются c что использование детекторов ТЛД-500К и ДТГ-4 в кассетах без корректирующего фильтра из алюминия приводит к

82

завышенным значениям дозы в области энергий фотонов менее 100 кэВ по отношению к энергиям Со-60 и Cs-137.

• Радиационно-стимулированное изменение дозовых характеристик термолюминесцентных детекторов. Практическое многолетнее использование термолюминесцентных фотонного детекторов измерения электронного ДЛЯ И излучений в экспериментах на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 позволило выявить некоторые особенности, проявляемые детекторами на основе LiF при измерении больших поглощенных доз. В экспериментах [22] использовались детекторы из фтористого лития, активированного магнием и титаном (LiF (Mg, Ti)), диаметром 3,5 и 5,0 мм, толщиной 1,0 мм. Детекторы с применением экранов из материалов размещались различных расстоянии на 100...200 мм от источника излучения. При использовании экранов была зарегистрирована полиэтиленовых тонких поглощенная доза излучения, превышающая 10<sup>2</sup> Гр. При этом было обнаружено, что в результате радиационного воздействия детекторы проявляют «эффект памяти», состоящий в том, что обнуленные и вновь облученные, но уже дозой 10<sup>-2</sup> Гр (на 4 порядка меньшей), детекторы при считывании высвечивали термолюминесценцию, примерно соответствующую первона-чальной дозе, равной 10<sup>2</sup> Гр. Этот факт равносилен факт равносилен повышению чувствительности детекторов на 3...4 порядка. многократной сохранялся после «Эффект памяти» термообработки 400°C детекторов температуре при И стандартной скорости нагрева-охлаждения.

Проведенные после этого структурные исследования показали, что при облучении большими дозами в материале формируется развитая сеть внутренних поверхностей раздела, на которых, как известно, существенно понижена энергия образования F-центров и изменена их термическая стабильность. Следовательно, внутренние поверхности раздела могут вносить существенный вклад в обнаруженный эффект.

Исследования микромеханических характеристик с помощью прибора ПМТ-3 с использованием конических металлических микроинденторов обнаружили существенное

повышение микрохрупкости и снижение порога трещинообразования, свидетельствующие об увеличении уровня механических повреждений в поверхностных слоях.

Анализ зависимости поглощенной дозы от толщины и материала экрана показал, что основной вклад в наблюдаемые эффекты вносит электронная компонента излучения с энергией порядка 100 кэВ. Следовательно, при экранировке тонким слоем полиэтилена в детектор проникала наиболее «мягкая» излучения (порядка 10 кэВ), которая компонента характеризуется поглощением аномально высоким В поверхностных кристаллов. объясняется Это слоях образованием в материале детектора комплексов электрически скомпенсированных вакансий (F-центров), устойчивых К стандартной термообработке.

Наиболее вероятным внутреннего механизмом разрушения ТЛД и изменения их термолюминесцентных характеристик является незавершенный электростатический в результате поверхностных слоев пробой накопления электронов на расстоянии, близком к их длине пробега. Возможно, это связано с так называемой сенсибилизацией материала детектора при больших дозах облучения, которая объясняется радиационными дефектами кристаллической решетки LiF, вызывающими усиление Эти свечения. изменения весьма стабильны по отношению к температурному воздействию и исчезают только после многочасового прогрева при температуре более 350°С.

Необходимо отметить, что, несмотря на увеличение выхода термолюминесценции, сенсибилизация не позволяет расширить предел измерений в сторону малых доз, так как при этом сильно возрастает фоновое свечение.

Результаты исследования характеристик детекторов, термолюминесцентных описанные В данном разделе, необходимо учитывать при организации и проведении радиационного контроля термолюминесцентным методом, а использовании детекторов научнопри В также исследовательских экспериментах.

#### 6.1. Доза излучения

Чтобы определить радиационную обстановку с внутренней стороны защиты ускорителей электронов, достаточно тормозное излучение, генерируемое электронами учесть практически любой энергии при прохождении через вещество. Характер зависимости мощности дозы излучения  $\dot{D}$  от энергии определяется диапазоном электронов  $E_0$ ee углом И наблюдения  $\Theta$  по отношению к направлению движения электронов на мишень. Для мишеней оптимальной толщины (выход излучения наибольший) с высокими значениями порядкового номера элементов Z мощность дозы может быть описана следующими формулами [12,23]:

$$D r^2 \approx 20 E_0^2 \Gamma p \cdot q^{-1} \cdot \kappa B T^{-1} \cdot M^2$$
 при Θ = 0 и  $E_0 < 20$  МэВ; (6.1.1)

$$D r^2 \approx 300 E_0^2 \ \Gamma p \cdot q^{-1} \cdot \kappa B \tau^{-1} \cdot m^2$$
 при  $\Theta = 0$  и  $E_0 > 20 \text{ МэB};$  (6.1.2)

$$Dr^2 \approx 50$$
 Гр·ч<sup>-1</sup>·кВт<sup>-1</sup>·м<sup>2</sup> при Θ = 90° и  $E_0 < 100$  МэВ. (6.1.3)

Достоверность расчета с помощью формул (6.1.1) и (6.1.2) оценивается коэффициентом 2. Автор работы [23] рекомендует формулу (6.1.3) применять при расчетах радиационной защиты, так как для открытой мишени мощность дозы может быть значительно больше, чем вычисленная с помощью (6.1.2).

#### 6.2. Наведенная радиоактивность и основные закономерности ее образования

Радиационная защита от нейтронного и тормозного излучений не может в полной мере обеспечить безопасность работы на ускорителях электронов, если не принять мер для снижения воздействия излучения от наведенной

радиоактивности. Мощность дозы излучения, обусловленная наведенной радиоактивностью, может существенно превышать допустимые пределы при длительной работе ускорителей, когда активации нейтронами и тормозным излучением ускорительной установки, подвергаются детали оборудование, защитные устройства, вспомогательное охлаждающая вода и воздух рабочей зоны, которые становятся источниками бета- и гамма-излучений. Это определяет два вида воздействия излучения от наведенной радиоактивности: внешнее и внутреннее облучения от радионуклидов, попавших внутрь организма через органы дыхания или через желудочнокишечный тракт. Дозовая нагрузка в основном определяется внешним облучением. На ускорителях электронов высоких энергий основной вклад в дозу внешнего облучения персонала гамма-излучение, обусловленное вносит наведенной радиоактивностью. Исключение составляют работы с тонкими пластинами, когда интенсивному облучению подвергается тонкая (<2 г/см<sup>2</sup>) кромка мишеней [12]. В таких случаях доза за счет бета-излучения в воздухе может в несколько раз превосходить дозу – гамма-излучения.

Корректное определение наведенной радиоактивности основано на знании всех возможных каналов ядерных реакций, приводящих к образованию радиоактивных ядер, и учете тех каналов, которые дают заметный вклад в формирование радиационной обстановки. Каналы реакций определяются прежде всего классом бомбардирующей частицы, энергией и ядра-мишени. Наиболее атомной массой значимыми бомбардирующими частицами на ускорителях электронов нейтроны кванты тормозного излучения. являются И Электроны слабо взаимодействуют с ядрами. Другие частицы также вносят несущественный вклад в дозу за счет наведенной радиоактивности.

Нейтроны способны образовывать радиоактивные ядра во всем диапазоне энергий. Кванты тормозного излучения образуют радиоактивные ядра, если их энергия превышает некоторый порог в несколько мегаэлектронвольт и более. Любой процесс с образованием радиоактивного ядра является неупругим взаимодействием бомбардирующей частицы с ядром-мишенью, но не всякое неупругое взаимодействие приводит к образованию радионуклида. Поэтому поперечное сечение всех каналов ядерных реакций с образованием радионуклидов не превышает поперечное сечение неупругого взаимодействия; исключение составляют случаи образования радионуклидов при делении ядер.

Взаимодействие нейтронов, обладающих энергией в несколько мегаэлектронвольт и ниже с ядрами неделящихся элементов приводит к образованию радиоактивных ядер, как правило, путем лишь одного канала – захвата нейтронов. Образующиеся в таких процессах радионуклиды являются изотопами элементов, с которыми взаимодействовали нейтроны. Примером является образование радиоактивного натрия по реакции  ${}^{23}$ Na(n, $\gamma$ )<sup>24</sup>Na в бетонной защите ускорителей.

При энергии бомбардирующей частицы, превышающей 10 МэВ, число каналов реакций, приводящих к образованию радионуклидов, растет с ростом энергии. Когда энергия бомбардирующей частицы превышает 1 ГэВ, может образоваться любой радионуклид от трития до изотопа с атомной массой А, близкой к массе ядра-мишени.

Основной путь образования наведенной радиоактивности на ускорителях электронов – это взаимодействие тормозного излучения с ядрами. Образование радионуклидов тормозным излучением происходит, строго говоря, в результате ядерных реакций трех типов: гигантского фотоядерного резонанса, квазидейтронного эффекта и фоторасщепления ядер фотонами высоких энергий. Однако спектр тормозного излучения таков, что число фотонов на единичный интервал энергии быстро энергии фотонов. Снижение сечения падает с ростом взаимодействия нуклонами ядрами фотонов С И при увеличении их энергии свыше 25 МэВ приводит к тому, что основной выход радиоактивности приходится на область гигантского резонанса [12].

87

#### 6.3. Радиоактивное загрязнение воздуха рабочей зоны ускорителей

Радиоактивность воздуха рабочей зоны ускорителей определяется радионуклидами в газовой фазе и аэрозолями.

По данным работ [13,24] величина наведенной радиоактивности аэрозолей на несколько порядков ниже величины радиоактивности газовой фазы.

Среди сравнительно большого перечня радионуклидов, которые могут образоваться в воздухе, основными являются  ${}^{11}$ C,  ${}^{13}$ N,  ${}^{15}$ O,  ${}^{41}$ Ar. Первые три радионуклида являются продуктами реакций, которые имеют порог, превышающий 10 МэВ, и сечение образования  $10^{-26} \dots 4 \cdot 10^{-26}$  см<sup>2</sup>.  ${}^{41}$ Ar образуется путем захвата в основном тепловых нейтронов  ${}^{40}$ Ar с сечением 6, $1 \cdot 10^{-25}$  см<sup>2</sup>. В табл. 6.3.1 [12] приведены результаты оценки скорости образования суммарной активности радионуклидов, полученные на основе данных измерений удельной радиоактивности в воздухе помещений различных ускорителей.

Таблица 6.3.1

#### Параметры электронного пучка и скорость образования суммарной радиоактивности в помещениях ускорителей, приходящаяся на 1 кВт мощности пучка, *Q*<sub>1</sub>

Максимальная энергия, МэВ	25	42	50	60	90	300	600
Мощность пучка, Вт	200	_	25000	5000	$4 \cdot 10^4$	1000	$3 \cdot 10^{5}$
$Q_I$ , Бк/(с · Вт)	37	370	110	2200	370	370	110

Из-за значительного разброса длины пути ускоренных и вторичных частиц в воздухе скорость образования суммарной активности радионуклидов практически не зависит от параметров пучка ускоряемых частиц. Годовую дозу излучения в окружающей среде на расстоянии r от места выброса радиоактивного воздуха на высоте h можно оценить с помощью следующей формулы [12]:

$$D(r,h) \approx c_1 c_2(r,h) c_3 Q_1 M f(r) T,$$
 (6.3.1)

где  $c_1$  – доля выбрасываемой активности из помещения;  $c_2$  (r, h) – коэффициент разбавления радиоактивности в воздухе окружающей среды;  $c_3$  – коэффициент перехода от удельной радиоактивности к мощности дозы; M – мощность ускоренного пучка; f(r) – функция, учитывающая распад радионуклидов за время их переноса от места образования до рассматриваемой точки r; T – время работы ускорителя в год. Автор работы [24] принял следующие значения величин, входящих в формулу (6.3.1), которые могут быть использованы для оценки дозы:  $c_1 = 1$ ;

 $c_2 (r = 50...100 \text{ м}, h = 10...15 \text{ м}) \sim 10^{-10} \text{ с/см}^3;$  $c_3 \sim 2.7 \cdot 10^{-4} \text{ Зв} \cdot \text{ч}^{-1} \cdot \text{Бк}^{-1} \cdot \text{см}^3;$ f(r) = 0.5; T = 6000 ч.

В этом случае формула (6.3.1) примет вид:

$$D \approx 8 \cdot 10^{-9} Q_1 M,$$

где D выражена в Зв/год;  $Q_1$  – в Бк/(с·Вт); M – в Вт.

## 6.4. Экспериментальные исследования радиационной обстановки с внутренней стороны защиты ускорителя ЛУЭ-2000

Исследования радиационной обстановки с внутренней стороны защиты ЛУЭ-2000 (в бункере ускорителя) выполнены при наиболее жестком облучательном режиме – работе по программе «Луч» [25,26]. Основной особенностью этой программы является, во-первых, применение высокоэнергетичных пучков большой мощности, во-вторых, длительное (более месяца) непрерывное облучение, в-третьих, размещение облучаемых образцов не в мишенном зале, где предусмотрены для этой цели специальные защитные сооружения, а на месте демонтированной 15-й секции.

#### 6.4.1. Схема и методика эксперимента

эксперимента показана на рис. 6.4.1. Пучок Схема электронов с энергией 300 МэВ и средним током 54 мкА направлялся на исследуемый образец (мишень), состоящий из 69% железа, 16% хрома и 15% никеля. Конструктивно образец 208 каждая выполнен ИЗ пластин толщиной 0.3 мм И располагался на расстоянии 25 см от торца 14-й секции ускорителя, выводящего ускоренный пучок электронов в воздушную среду. Поглотителем пучка служила сборка из двух алюминиевых резервуаров с водой.



Рис. 6.4.1. Схема эксперимента: В-15 – вентиляционная система; ВПП-4 – воздуходувка; ГКФ-6 и ГСБ-400 – газовые счетчики; ИК – ионизационная камера; ПС02-4 – пересчетное устройство; ФП – фильтры Петрянова; ИС – инжекторная секция ускорителя; 2с – 14с, 20с – ускоряющие секции; ● – точки измерения наведенной радиоактивности на элементах конструкции ускорителя и защиты; ■ – точки измерения наведенной радиоактивности на образце

После облучения, продолжавшегося более тысячи часов, исследована наведенная гамма-активность образца и элементов конструкции ускорителя и защиты. Измерения мощности дозы гамма-излучения образца производились в точках 62, 56 и 61 (см. рис. 6.4.1), удаленных от него на расстояния 1,5; 2,5; и 3 м мощности соответственно. Измерения дозы наведенной радиоактивности элементов конструкции ускорителя и защиты вплотную ускоряющим производилось как К секциям (нечетные номера точек от 1 до 59), так и на расстоянии 1 м от внешней поверхности секций (четные номера точек от 2 до 60).

Забор воздуха рабочей зоны ускорителя производился одновременно в двух точках: из района облучаемой мишени (расстояние от точки забора до мишени примерно 1,5 м) с помощью воздуходувки ВПП-4 и области 20-й секции с помощью стационарной вентиляционной системы B-15.

Для исследования газовой фазы воздуха использовалась проточная ионизационная камера (ИК), снабженная шестью ионизирующих излучений счетчиками типа CTC-6. расположенными по окружности внутри ее объема. Импульсы от счетчиков регистрировались стандартным пересчетным Калибровка камеры выполнена бета-источников <sup>90</sup>Sr + <sup>90</sup>Y устройством. помощью С бета-источников образцовых активностью  $2 \cdot 10^2 \dots 5 \cdot 10^4$  Бк.

Осаждение аэрозольной фазы производилось на фильтр АФА-20, состоящий из ткани Петрянова (ФП).

Объем прокачиваемого воздуха контролировался газовыми счетчиками ГКФ-6 и ГСБ-100. Исследование спектрального состава выполнено с помощью спектрометра на базе полупроводникового германий-литиевого детектора.

Измерение бета-активности газов осуществлялось на выходе из воздуходувки и в вентиляционной системе. В качестве измерительного прибора использовался радиометр РУП-1 с бета-датчиком.

#### 6.4.2. Исследование гамма-активности образцамишени

Измерения мощности дозы гамма-излучения выполнены дистанционно как при облучении образца электронным пучком, так и после отключения пучка. Измерения в отсутствие облучения выполнены спустя 15 мин после отключения пучка. Перед этим пучок был включен в течение 45 мин. Измерения при облучении мишени выполнены через 1 ч 15 мин после его очередного включения. Результаты измерений приведены в табл. 6.4.1.

Результаты измерений спада мощности дозы гаммаизлучения на расстоянии 1,5 м от образца (см. точка 62, рис. 6.4.1) приведены в табл. 6.4.2.

Анализ данных табл. 6.4.1 показывает, что значения мощности дозы фотонного излучения при облучении мишени превышает мощность дозы при временном снятии пучка примерно в 10...30 раз.

Таблица 6.4.1

Recompanya on of poole is	Мощность дозы Р <sub>у</sub> , сЗв/ч			
Гасстояние от образца, м	Пучок выключен	Пучок включен		
1,5	3,2	32,4		
2,0	2,5	28,8		
3,0	1,1	21,6		
4,0	0,4	10,8		

### Результаты измерений мощности дозы в районе облучаемого образца

Таблица 6.4.2

#### Результаты измерений мощности дозы фотонного излучения на расстоянии 1,5 м от исследуемого образца

Условия измерений	Время выдержки	Мощность дозы Р <sub>у</sub> , сЗв/ч
Пучок включен	_	32,4
Пучок выключен	15 мин	3,2
Пучок выключен	2,5 ч	1,5
Пучок выключен	24 ч	0,75
Пучок выключен	150 ч	0,15

На рис. 6.4.2 показан спад мощности дозы фотонного излучения, обусловленного наведенной активностью облученного образца, в зависимости от времени выдержки: кривая 1 – изменение мощности дозы в точке контроля 62 (см. также рис. 6.4.1), кривые 2 и 3 – изменение мощности дозы в точках 61 и 56 соответственно. Расстояние от образца до точек 62, 61 и 56 – 1,5; 2,5 и 3 м соответственно.

Как следует из рис. 6.4.2 (кривая 1), мощность дозы фотонного излучения спустя 2,5 ч после снятия пучка составляла около 1,5 сЗв/ч. По истечении суток мощность дозы снизилась примерно в 2 раза, затем, экспоненциально убывая, к концу недели достигла значения 0,15 сЗв/ч. Различие между кривыми 2 и 3 (см. рис. 6.4.2) связано с геометрией расположения точек контроля и размещенного поблизости оборудования.



Рис. 6.4.2. Спад наведенной гамма-активности облученного образца: 1 – измерения выполнены в точке 62; 2, 3 – измерения выполнены в точках 61 и 56 соответственно



Рис. 6.4.3. Распад гамма-активных элементов облученного образца: прямая 2 – распад <sup>52</sup>Мп; прямая 3 (разность между прямыми 1 и 2) – распад <sup>64</sup>Си

Разложив кривую распада гамма-активных элементов облученного образца на составляющие элементы (рис. 6.4.3), полураспада идентифицированы периоды И определены радионуклиды, вносящие определяющий вклад в мощность дозы наведенной радиоактивности. Прямая 2 соответствует распаду радиоизотопа <sup>52</sup>Mn  $\left(T_{\frac{1}{2}}^{3\kappa cn.} = 6 \text{ сут}, T_{\frac{1}{2}}^{ma \delta n.} = 5, 6 \text{ сут}\right).$ Этот элемент обнаружен также в составе радиоактивных аэрозолей (см. далее раздел 6.4.4) и определен во многих работах, наведенной посвященных исследованиям активности на ускорителях (см., например, [27]).

Прямая 3 (разность между прямыми 1 и 2) соответствует радиоизотопу <sup>64</sup>Cu  $\left(T_{\frac{1}{2}}^{3\kappa cn.} = 12, 2 \, u, T_{\frac{1}{2}}^{ma \delta n.} = 12, 7 \, u\right)$ , образующе-муся в реакциях <sup>65</sup>Cu ( $\gamma$ , n) <sup>64</sup>Cu и <sup>63</sup>Cu (n,  $\gamma$ ) <sup>64</sup>Cu.

### 6.4.3. Исследование наведенной гамма-активности элементов конструкции ускорителя и защиты

Первые измерения наведенной гамма-активности ускоряющих секций, оборудования и защиты выполнены спустя 2,5 ч после снятия пучка и завершения программы «Луч». Измерения выполнены как вплотную к ускоряющим секциям (рис. 6.4.4), так и на расстоянии около 1 м от их поверхности (рис. 6.4.5) и с определенной периодичностью повторялись в течение двух недель.



Рис. 6.4.4. Спад наведенной радиоактивности на ускоряющих секциях ускорителя ЛУЭ-2000 после работы по программе «Луч». Измерения выполнены вплотную к поверхности секций

Рис. 6.4.4 свидетельствует о следующем:

 уровни гамма-излучения на стыках между ускоряющими секциями в 3...20 раз выше, чем в середине секций;

– в 7-й секции неудовлетворительно обеспечена проводка электронного пучка, так как мощность дозы наведенной

радиоактивности в середине секции практически соответствовала мощности дозы на стыках и составляла спустя 2,5 ч после снятия пучка 30...35 сЗв/ч (кривая 1);

спустя сутки после выключения ускорителя мощность наведенной дозы за счет радиоактивности на деталях ускорительных секций снизилась вдвое, за две недели выдержки – от 3 до 25 раз;

– спустя 5 сут после остановки ускорителя мощность дозы гамма-излучения в конце 14-й секции, обеспечивавшей вывод электронного пучка в воздух рабочей зоны, составляла 70 сЗв/ч, спустя 2 недели – 3 сЗв/ч (расстояние от конца 14-й секции до образца 25 см);

 начиная с 13-й секции (до конца 14-й) измеряемый уровень гамма-излучения обуславливался в основном наведенной активностью облученного образца;

– спустя 2 недели после остановки ускорителя значение мощности дозы при измерении вплотную к образцу составляло 15 сЗв/ч, на расстоянии 1 м (см. рис. 6.4.5) – 0,5 сЗв/ч.



Рис. 6.4.5. Спад гамма-фона в рабочей зоне ускорителя ЛУЭ-2000 после работы по программе «Луч». Измерения выполнены на расстоянии 1 м от поверхности ускоряющих секций

На рис. 6.4.5 видно, что перепады уровней γ-излучения от стыков к середине ускоряющих секций менее выражены относительно измерений, выполненных вплотную к поверхности секций (рис. 6.4.4). При измерениях на расстоянии 1 м от поверхности секций активность, сосредоточенная на стыках, вносит ощутимый вклад в мощность дозы γ-фона в середине секций.

### 6.4.4. Исследование аэрозольной фазы воздуха рабочей зоны ускорителя ЛУЭ-2000

Осаждение аэрозольной фазы воздуха рабочей зоны ускорителя ЛУЭ-2000 при работе по программе «Луч» производилось на фильтр АФА-20, состоящий из ткани Петрянова. Прокачка воздуха велась в течение 7 сут. Затем фильтры периодически спектрометрировались в течение 70 сут (с целью уточнения периодов полураспада радионуклидов) с помощью германий-литиевого полупроводникового детектора с рабочим объемом 70 см<sup>3</sup>. Концентрация радионуклидов в аэрозольной фазе воздуха определялась из выражения [28]:

$$A_{\ni\phi} = \frac{N \cdot t_{\scriptscriptstyle HAK} \cdot e^{-\lambda t_{\scriptscriptstyle Bbl}} \cdot \lambda^2}{\eta \cdot \beta \cdot \varepsilon \cdot V_0 \left(1 - e^{-\lambda t_{\scriptscriptstyle HAK}}\right) \cdot \left(1 - e^{-\lambda t_{\scriptscriptstyle U3M}}\right)},$$

где N – суммарное число отчетов под пиком;  $\eta$  – эффективность регистрации  $\gamma$ -квантов детектором;  $\lambda$  –постоянная распада;  $\beta = 0,972 - эффективность улавливания аэрозолей фильтром; <math>V_0$  – объем воздуха, прокачанного через фильтр за время  $t_{\text{нак}}$ ;  $\varepsilon$  – выход  $\gamma$ -квантов данной энергии на распад;  $t_{u_{3M}}$  – время измерения;  $t_{e_{bld}}$  – время выдержки после накопления.

На рис. 6.4.6 приведены измеренные гамма-спектры фона: A – спектр чистого фильтра; E – спектр фильтра, через который прокачан воздух из рабочей зоны ускорителя до включения пучка. Интенсивность гамма-линий на спектрах примерно одинакова. На спектре E, в отличие от спектра A, присутствует гамма -линия, соответствующая изотопу <sup>7</sup>Be ( $E_{\gamma} = 0,477$  МэВ). Концентрация <sup>7</sup>Be в воздухе составляет  $3 \cdot 10^{-2}$  Бк/м<sup>3</sup>.



Рис. 6.4.6. Энергетические гамма-спектры фона: А – чистый фильтр; Б – аэрозоли, содержащиеся в воздухе рабочей зоны ускорителя до включения пучка



Рис. 6.4.7. Энергетические спектры гамма-активных аэрозолей: А – аэрозоли, содержащиеся в воздухе рабочей зоны ускорителя вблизи облучаемой мишени; Б – аэрозоли, содержащиеся в воздухе, выбрасываемом в атмосферу в процессе облучения

Энергетические гамма-спектры аэрозолей, содержащихся в воздухе рабочей зоны при работе ускорителя, показаны на рис. 6.4.7: *А* – спектр аэрозолей, образующихся в воздухе в районе облучаемой мишени; *Б* – спектр аэрозолей, содержащихся в воздухе, выбрасываемом вентиляционной системой в атмосферу.

Спектр *А* заметно отличается от спектра *Б* как по интенсивности гамма-линий (примерно в 5 раз), так и по изотопному составу. На спектре *А* выделяются три линии ( $E_{\gamma} = 0,250$  МэВ;  $E_{\gamma} = 1,267$  МэВ;  $E_{\gamma} = 1,517$  МэВ), принадлежащие радионуклиду <sup>39</sup>Cl. Его образование может быть результатом взаимодействия нейтронов с ядрами аргона, присутствующего в воздухе. Хлор химически очень активный элемент (окислитель). Поэтому его осаждение на фильтре может происходить в виде хлоратов или хлоридов – химических соединений хлора с другими элементами.

На спектре A идентифицированы также радиоизотопы <sup>52</sup>Mn, <sup>56</sup>Mn, <sup>48</sup>V, <sup>57</sup>Ni, <sup>52</sup>Cr. Они образуются при активации железа и наряду с <sup>58</sup>Co, <sup>56</sup>Co, <sup>48</sup>Sc вносят до 90% вклада в мощность дозы наведенной радиоактивности в железе [29].

Результаты определения концентраций основных радионуклидов в воздухе рабочей зоны ускорителя ЛУЭ-2000 приведены в табл. 6.4.2.

Таблица 6.4.2

Радио- нуклид	Энергия, <i>Е</i> <sub>γ</sub> , МэВ	T <sub>1/2</sub>	<i>С</i> , Бк/м <sup>3</sup>	<i>ДК<sup>inhal</sup></i> , Бк/м <sup>3</sup> (по НРБ- 76/87)	<i>ДК<sup>inhal</sup>,</i> Бк/м <sup>3</sup> (по НРБУ-97)
<sup>7</sup> Be	0,477	53,3 дня	2,4	44000	Не установлена
$^{48}$ V	0,983 1,311	16,1 дня 16,1 дня	0,5	2070	Не установлена
<sup>51</sup> Cr	0,320	27 дней	9,3	81000	70000
<sup>52</sup> Mn	0,744 0,935	5,6 дня 5,6 дня	0,7	52000	Не установлена

Концентрация радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочей зоны ускорителя ЛУЭ-2000

Примечание. Т<sub>1/2</sub> – период полураспада; С – концентрация радионуклида; ДК<sup>inhal</sup> – допустимая концентрация, установленная НРБ-76/87 и НРБУ-97.

таблицы Из этой следует, концентрации ЧТО радиоактивных нуклидов в воздухе рабочей зоны ускорителя примерно порядка ниже допустимых величин, 4 на установленных Нормами радиационной время В свое безопасности НРБ-76/87 [30] для воздуха рабочих помещений. Допустимые концентрации для <sup>7</sup>Be, <sup>48</sup>V и <sup>52</sup>Mn Нормами безопасности Украины НРБУ-97 радиационной [16] не установлены.

В воздухе, выбрасываемом вентиляционной системой в атмосферу (рис. 6.4.7, Б), после вычета фона (см. спектр чистого фильтра, рис. 6.4.6, А) идентифицированы лишь два радионуклида: <sup>44m</sup>Sc ( $E_{\gamma l} = 0,270$  МэВ,  $E_{\gamma 2} = 1,157$  МэВ) и <sup>7</sup>Ве ( $E_{\gamma} = 0,477$  МэВ). Концентрация <sup>7</sup>Ве в выбрасываемом воздухе составляла  $3,7 \cdot 10^{-2}$  Бк/м<sup>3</sup>, что на 6 порядков ниже допустимой величины, установленной НРБ-76/87. Концентрация <sup>7</sup>Ве в воздухе рабочей зоны ускорителя до включения пучка, как показано выше, составляла  $3 \cdot 10^{-2}$  Бк/м<sup>3</sup>.

### 6.4.5. Исследование аэрозольной фазы воздуха рабочей зоны ускорителей КУТ и ЭПОС

При одновременной работе ускорителей КУТ и ЭПОС исследован спектральный состав, произведена идентификация и рассчитаны концентрации радиоактивных аэрозолей, образующихся в воздухе рабочей зоны с последующим выбросом в атмосферу. Ускорители при этом работали по облучательной программе «Кристалл» (облучались кристаллы алюмосиликатов) в следующем режиме:

– ускоритель КУТ: энергия около 11 МэВ, ток на выходе – 0,65 мА;

– ускоритель ЭПОС: энергия 16 МэВ, ток на выходе – 0,4 мА.

Забор воздуха производился из вентиляционной системы с помощью воздуходувки, осаждение аэрозолей осуществлялось на фильтр АФА-20, состоящий из ткани Петрянова. Объем прокачанного воздуха контролировался газовыми счетчиками. Измерения спектрального состава выполнены с помощью германий-литиевого радиационного детектора ДГДК-68В, предназначенного для измерения энергетических спектров энергий 0,05...10 M<sub>3</sub>B. гамма-излучения диапазоне В Конструктивно детектор выполнен в виде герметичного неразборного блока детектирования – криостата. Кристалл германия установлен на верхнем конце хладопровода и закрыт цилиндрическим кожухом из алюминиевого сплава диаметром 90 мм. Нижний конец хладопровода погружен в сосуд Дьюара, заполненный жидким азотом.

Отбор проб производился дважды, каждый раз прокачано более 10<sup>3</sup> м<sup>3</sup> воздуха. Мощность эквивалентной дозы гаммаизлучения, измеренная дозиметром ДБГ-01Н вплотную к фильтру после осаждения на него аэрозолей, не превышала естественного радиационного фона. Идентификация и определение концентраций производились с помощью компьютерной программы «Baltispectr».

Идентифицированные радионуклиды и их концентрации С, Бк/м<sup>3</sup> приведены в табл. 6.4.3, энергетический спектр радиоактивных аэрозолей – на рис. 6.4.8.

Из таблицы видно, что все радионуклиды, содержащиеся в аэрозолях воздуха, Нормами радиационной безопасности Украины не регламентированы, вместе с тем, их концентрации в воздухе пренебрежимо малы.

#### Таблица 6.4.3

## Радиоактивные аэрозоли, образующиеся в воздухе рабочей зоны ускорителей КУТ и ЭПОС при работе по программе «Кристалл»

Радио- нуклид	Энергия, МэВ	Квантовый выход, отн. ед.	T <sub>1/2</sub>	<i>С</i> , Бк/м <sup>3</sup>	Предельно- допустимая концентрация, установленная НРБУ
<sup>210</sup> Pb	0,2386 0,3000	0,436 0,033	10,64 ч	0,03	Не регламентирована
<sup>214</sup> Pb	0,3519	0,37	26,8 мин	0,75	Не регламентирована
<sup>212</sup> Bi	0,7270	0,07	1,00 ч	1,2	Не регламентирована
<sup>214</sup> Bi	0,6093 1,1200 1,7645	0,461 0,15 0,169	19,9 <i>мин</i>	5,8	Не регламентирована
<sup>208</sup> Tl	0,5830 2,6140	0,96 0,998	3,05 мин	0,007	Не регламентирована
<sup>39</sup> Cl	0,2503 1,2672 1,5173	0,4630 0,5360 0,3850	56,2 мин	0,53	Не регламентирована



Рис. 6.4.8. Энергетический спектр радиоактивных аэрозолей, образующихся при одновременной работе ускорителей КУТ и ЭПОС по облучательной программе «Кристалл»

#### 6.4.6. Исследование газовой фазы воздуха рабочей зоны ускорителя ЛУЭ-2000

Для определения изотопного состава газовой фазы воздуха рабочей зоны ускорителя ЛУЭ-2000 при работе по программе «Луч» использован метод снятия кривой распада прокачиваемого через проточную камеру воздуха с последующим разложением ее на составляющие компоненты по периодам полураспада (рис. 6.4.9). Аэрозольная фаза исследуемого воздуха при этом предварительно осаждалась на ФП.



Рис. 6.4.9. Распад радиоактивного газа: разность между прямыми 1 и 2 (прямая 4) – распад изотопа <sup>15</sup>O; разность между прямыми 2 и 3 (прямая 5) – распад изотопа <sup>13</sup>N; прямая 3 – распад изотопа <sup>11</sup>C

По вертикальной оси отложено суммарное число отсчетов за минуту, по горизонтальной – время наблюдения. Разность между прямыми 1 и 2 (прямая 4) соответствует распаду изотопа <sup>15</sup><sub>8</sub>O. Разность между прямыми 2 и 3 (прямая 5) соответствует прямой распада  $^{13}_{7}$ N, прямая 3 соответствует распаду  $^{11}_{6}$ C.

Концентрация радиоизотопов А, Ки/л определялась из выражения

$$A = \frac{N_0}{2,22 \cdot 10^{22} \cdot \varepsilon \cdot V},$$

где  $N_0$  – число отсчетов в минуту в момент времени t = 0;  $\varepsilon = 2,1 \cdot 10^{-2}$  имп./расп. – эффективность регистрации, определенная по результатам калибровки; V = 30 л – объем камеры.

Периоды полураспада радионуклидов в газовой фазе исследуемого воздуха и результаты определения их концентраций в воздухе рабочей зоны ускорителя приведены в табл. 6.4.4. Табличные значения периодов полураспада взяты из работы [31].

Таблица 6.4.4

Радиоактивные газы, образующиеся вблизи облучаемой мишени

	Период полура	Концентрация С,	
1301011	<sup>эксперимент</sup> Т <sub>1/2</sub>	Т <sub>1/2</sub> <sup>табл.</sup>	Бк/м <sup>3</sup>
<sup>11</sup> <sub>6</sub> <b>C</b>	20	20,34	4,2·10 <sup>5</sup>
<sup>13</sup> <sub>7</sub> N	10	9,96	4,2·10 <sup>5</sup>
<sup>15</sup> <sub>8</sub> O	2	2,05	2,9·10 <sup>6</sup>

Прямые измерения гаммабета-радиоактивности И газовой фазы исследуемого воздуха проводились на выбросе воздуходувки ВПП-4 и в вентиляционной системе В-15 после ФП, улавливающих аэрозоли (см. рис. 6.4.1), в течение семи промежутки равные времени. суток через Измеренные радиоактивности значения газовой фазы воздуха В относительных единицах составили:

- по гамма-излучению 20...40;

– по бета-излучению 120...270.

Таким образом, радиоактивность изотопов, присутствующих в газовой фазе воздуха рабочей зоны ускорителя, в основном обусловлена бета-излучением.

В вентиляционной системе В-15 измеренные значения гамма- и бета-активностей газовой фазы составляли 15...20 отн. ед.

#### 6.5. Выводы из раздела 6

Основные результаты исследований, описанных в разделе 6, можно сформулировать следующим образом.

6.5.1. Для всех ускорителей электронов, составляющих ускорительный комплекс ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000, основным видом излучения, вносящим определяющий вклад в формирование дозы с внутренней стороны защиты, является тормозное излучение.

6.5.2. Для ускорителей ИЛУ-200, ЛУЭ-КУТ, ЛУЭ-10 (при энергии электронов до 15 МэВ), ЛУЭ-ЛИК (при энергии электронов до 15 МэВ) тормозное излучение определяет также и толщину защиты. Излучения, определяющие толщину защиты для ускорителей ЛУЭ-КУТ (при энергии электронов свыше 15 МэВ), ЛУЭ-10 (при энергии электронов свыше 15 МэВ), ЛУЭ-10 (при энергии электронов свыше 15 МэВ), ЛУЭ-ЭПОС, ЛУЭ-40, ЛУЭ-КУТ-30, ЛУЭ-60 и ЛУЭ-100 – тормозное и быстрые нейтроны, для ускорителей ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000 – тормозное и нейтроны с энергией более 50 МэВ.

6.5.3. Ускорительный комплекс ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 представляет собой совокупность следующих основных групп источников излучений: облучаемые мишени, воздух рабочей зоны ускорителей, элементы конструкций ускорителей и защиты. Имеют место сопутствующие источники излучений (генераторы СВЧ, клистронные усилители).

6.5.4. Экспериментально изучены основные группы источников излучений при работе ускорителя ЛУЭ-2000 в наиболее жестком облучательном режиме. В результате

проведения комплексных исследований радиационной обстановки с внутренней стороны защиты установлено следующее.

6.5.4.1. Гамма-активность мишени, включающей в себя наиболее часто используемые элементы (железо, хром, никель), измеренная на удалении около 1,5 м от нее, в процессе облучения составляла несколько десятков сантизиверт в час.

6.5.4.2. Гамма-активность облученной мишени спустя 1 сут после отключения пучка уменьшилась примерно в 3 раза, спустя 1 неделю – почти в 10 раз.

6.5.4.3. Спустя 2.5 ч после пучка отключения наведенной максимальное значение мощности дозы радиоактивности секций не деталях ускорительных на превышало 1 мЗв/ч.

6.5.4.4. Спустя сутки после выключения ускорителя мощность дозы за счет наведенной радиоактивности на деталях ускорительных секций снизилась более чем вдвое, за две недели выдержки – от 3 до 25 раз (значительный разброс в численных значениях обусловлен различными условиями проводки пучка).

6.5.4.5. Концентрация радиоактивных аэрозолей в непосредственной близости к облучаемой мишени примерно в 5 раз превышала концентрацию аэрозолей в вентиляционной системе, но оставалась при этом на несколько порядков ниже установленных предельно-допустимых величин для воздуха рабочих помещений.

6.5.4.6. Радиоактивность газовой фазы воздуха, образующейся вблизи облучаемой мишени, определяется в основном бета-активным изотопом кислорода <sup>15</sup>O. Вклад радиоактивных газов, тем более радиоактивных аэрозолей в дозу за счет наведенной радиоактивности в рабочей зоне ускорителя, незначителен.

6.5.4.7. Наведенная радиоактивность мишени и элементов конструкции ускорителя и защиты приводит к значительным уровням гамма-излучения в рабочей зоне ускорителя, но практически не влияет на радиационную обстановку на рабочих местах постоянного пребывания персонала.

#### Раздел 7. Радиационная обстановка с внешней стороны защиты: экспериментальные результаты

# 7.1. Спектральный состав гамма-нейтронного излучения с внешней стороны защиты ускорителей ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000

Для выбора методов и средств измерительной техники в области контроля радиационной обстановки, создаваемой частиц на высокие ускорителями заряженных энергии, необходима достоверная информация не только о видах ионизирующих излучений, формирующих радиационную обстановку, но и о спектральном составе и распределении излучения во временнум интервале. Ускорители комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000, как уже отмечалось выше, являются импульсными источниками ионизирующих излучений С определенными частотой и длительностью токовых импульсов. Расчет, как и компьютерное моделирование спектральных характеристик ионизирующих излучений с внешней стороны защиты, затруднен в связи с неоднородностью защиты, протяженностью источника и неопределенностью начальных на элементы конструкций параметров пучка, падающего защиты.

приведены результаты B разделе данном исследований спектральных экспериментальных распределений гамма- и нейтронного излучений с внешней стороны защиты линейных ускорителей электронов ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000 при различных параметрах электронного пучка и в различные временные интервалы [26,32]. Эти исследования явились частью специального контроля (см. разделы 3, 4), являющегося одним из основных требований нормативных обеспечения радиационной документов В области безопасности Украины.

### 7.1.1. Методика измерений спектрального состава гамма-нейтронного излучения

Для измерения спектрального состава гамма-излучения использовались детекторы на базе кристалла NaJ(Tl) размером 150×300 мм и анализатор импульсов. Измерение спектрального состава излучения в момент прохождения электронного пучка проводилось с использованием схемы совпадений, которая открывала анализатор только на время прохождения импульса излучение совпадений включенной При схеме тока. интервале. регистрировалось временнум BO всем Спектральный состав гамма-излучения измерялся в диапазоне энергий 0,1...30 МэВ. Эффективность регистрации фотонов в этой области энергий близка к 100%. При измерении энергетических спектров гамма-излучения происходит их аппаратурной вследствие отличия функции искажение спектрометра от дельта-функции. Как показали оценки, величина искажений в данной области энергий не превышает 20%. При измерениях спектрального состава гамма-излучения погрешность, вносимая такими искажениями, не учитывалась.

Спектральный состав нейтронного излучения исследовался с применением многошарового спектрометра Боннера [33]. Набор шаров-замедлителей изготовлен из блочного полиэтилена плотностью 0,92...0,04 г/см<sup>3</sup> и включает в себя следующий ряд размеров: 2, 3, 5, 8, 10, 12 и 18 дюймов. Для исключения влияния тепловых нейтронов все шары имели кадмиевое покрытие толщиной 1 мм. В качестве детектора тепловых нейтронов использовались сцинтилляционные счетчики на базе кристалла <sup>6</sup>LiJ(Eu).

В связи с тем, что интенсивность излучений с внешней стороны защиты менялась с течением времени, в составе спектрометра Боннера использовался специальный монитор, в качестве датчика которого был выбран шар-замедлитель диаметром 5 дюймов. Для измерения флюенса тепловых нейтронов использовались показания двух детекторов в шаровом замедлителе диаметром 5 дюймов с кадмиевым покрытием и без такового.
#### 7.1.2. Спектральный состав гамма-излучения

Исследование спектрального состава гамма-излучения с внешней стороны защиты проводилось при различных режимах работы линейных ускорителей ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000. Измерения выполнены как в момент прохождения электронного пучка, так и во всем временнум интервале.

На рис. 7.1.1 [32] показаны спектральные характеристики гамма-излучения в момент прохождения импульса электронного пучка с энергией 1,5 ГэВ и током 1 мкА, с энергией 250 МэВ и током 50 мкА с внешней стороны защиты ускорителя ЛУЭ-2000, а также с энергией 250 МэВ и током 0,6 мкА с внешней стороны защиты ускорителя ЛУЭ-300.

На рис. 7.1.2 [32] показаны спектральные характеристики гамма-излучения в тех же точках, что и на предыдущем рисунке, но измеренные в непрерывном режиме во всем временнум интервале (за вычетом соответствующих спектров в момент прохождения пучка). По вертикали отложено число фотонов в заданном энергетическом интервале, нормированное на средний ток электронного пучка, площадь детектора и время  $\left(\frac{\phi omoh}{cM^2 \cdot y \cdot M \kappa A}\right)$ . По горизонтали – энергия фотонов, МэВ (ширина интервала для рис. 7.1.1, A – 78 кэВ, для рис. 7.1.1, B; 7.1.2, A, B – 160 кэВ; для рис. 7.1.1, C и 7.1.2, C – 238 кэВ).

Максимальная энергия фотонов в момент прохождения пучка (см. рис. 7.1.1) составляла около 20...25 МэВ. Наличие фотонов между токовыми импульсами электронного пучка (см. рис. 7.1.2) обусловлено замедлением и захватом тепловых нейтронов с последующим образованием гамма-квантов.

Так как основным материалом защиты является бетон, поглощение тепловых нейтронов происходит ядрами N, O, Si, Ca, а максимальная энергия фотонов составляет около 10 МэВ. Форма спектра в этом случае не зависит от начальных параметров электронного пучка и толщины защиты.



Рис. 7.1.1. Спектральный состав гамма-излучения с внешней стороны защиты в момент прохождения пучка электронов: А – энергия 1,5 ГэВ, ток I мкА (ЛУЭ-2000); В – энергия 250 МэВ, ток 50 мкА (ЛУЭ-2000); С – энергия 250 МэВ, ток 0,6 мкА (ЛУЭ-300)



Рис. 7.1.2. Спектральный состав гамма-излучения с внешней стороны защиты при непрерывном измерении: А – ● – энергия 1,5 ГэВ, ток I мкА; ○ – фон при выключенном ускорителе (ЛУЭ-2000); В – энергия 250 МэВ, ток 50 мкА (ЛУЭ-2000); С – энергия 250 МэВ, ток 0,6 мкА (ЛУЭ-300)

В табл. 7.1.1 приведены значения мощностей эквивалентных доз, рассчитанные по измеренным спектрам.

#### Таблица 7.1.1

II.		Мощность эквивалентной дозы, сЗв/ч			
наименование ускорителя, место и условия измерений	Параметры пучка	в момент ускорения	при неп- рерывном измерени и	фон	
ЛУЭ-2000 (главный щит выхода), пучок дважды повернут	<i>E</i> = 1,5 ГэВ, <i>I</i> = 1 мкА	$0,5 \cdot 10^{-7}$	$0,15 \cdot 10^{-4}$	0,2.10-4	
ЛУЭ-2000 (клистронный зал), пучок прямой	<i>E</i> = 250 МэВ, <i>I</i> = 50 мкА	2,6·10 <sup>-7</sup>	0,46.10-4	1,5·10 <sup>-5</sup>	
ЛУЭ-300 (экспериментальный зал), пучок прямой	E = 250 МэВ, I = 0,6 мкА	2,9·10 <sup>-7</sup>	0,26.10-5	1,6·10 <sup>-5</sup>	
ЛУЭ-300 (вне здания), пучок однократно повернут	<i>E</i> = 250 МэВ, <i>I</i> = 0,05 мкА	$1 \cdot 10^{-7}$	0,21.10-5	1,9·10 <sup>-6</sup>	

### Значения мощностей эквивалентных доз, рассчитанные по измеренным спектрам

Коэффициенты перехода от плотности потока к мощности эквивалентной дозы взяты из [30].

Из табл. 7.1.1 [32] следует, что мощность эквивалентной дозы в момент прохождения импульса электронного пучка существенно меньше, чем мощность дозы, обусловленная фотонами, образованными в результате поглощения тепловых нейтронов.

На рис. 7.1.3 [32] показаны спектры гамма-излучения для однократно повернутого пучка электронов с энергией 250 МэВ и током 0,3 мкА, полученные в момент прохождения импульса электронного пучка (спектр А), при непрерывном измерении во всем временном интервале (спектр В) и при временном снятии пучка (спектр С) на расстоянии около 15 м от здания. Ширина энергетического интервала составляла 29 кэВ.

Нетрудно видеть, что в момент прохождения пучка энергия фотонов не превышала 0,5 МэВ. Фоновый спектр и

спектр, измеренный в непрерывном режиме во всем временнум интервале, очень похожи между собой и имеют характерные максимумы. Это свидетельствует об основном вкладе гаммаизлучения наведенной радиоактивности в измеряемые параметры.



Рис. 7.1.3. Спектральный состав гамма-излучения на расстоянии ~ 15 м от здания ускорителя ЛУЭ-300: А – в момент прохождения импульса электронного пучка с энергией 250 МэВ и током 0,3 мкА; В – при непрерывном измерении во всем временнум интервале; С – при выключенном ускорителе

#### 7.1.3. Спектральный состав нейтронного излучения

Измерения спектральных характеристик нейтронного излучения проводились на ускорителе ЛУЭ-300 в клистроном и экспериментальном залах (при прямом пучке) и на расстоянии около 15 м от здания ускорителя (при однократно и двукратно повернутом пучке).

Спектральный состав нейтронного излучения формируется в результате образования гамма-излучения в толстых мишенях, последующей генерации нейтронов в ( $\gamma$ , n)реакции и замедления их в бетонной защите. Восстановленные спектры нейтронов в диапазоне энергий от 0,5 эВ до 100 МэВ показаны на рис. 7.1.4 [32]. По вертикали отложено число нейтронов в энергетическом интервале 1 МэВ, умноженное на их энергию и нормированное на площадь детектора. По горизонтали – энергия нейтронов в мегаэлектронвольтах.

Как следует из рисунков, форма восстановленных спектров близка к спектру Ферми только для данных на рис. 7.1.4, А и D в диапазоне энергий 10<sup>-4</sup>...1 МэВ. Для данных на рис. 7.1.4, С наблюдается увеличение числа нейтронов с энергией 0,1 МэВ, а на рис. 7.1.4, В – с энергией более 1 МэВ. Вклад промежуточных нейтронов (с энергией от 0,5 эВ до 0,2 МэВ) в суммарный поток является доминирующим и составляет до 80%, а вклад сверхбыстрых нейтронов (с энергией более 20 МэВ) в зависимости от места измерений изменяется от 1 до 9%.



Рис. 7.1.4. Восстановленные спектры нейтронов ускорителя ЛУЭ-300: А – энергия 250 МэВ, ток 5 мкА, пучок прямой, клистронный зал; В – энергия 250 МэВ, ток 5 мкА, пучок прямой, экспериментальный зал; С – энергия 250 МэВ, ток 2 мкА, пучок однократно повернутый, вне здания (15 м от здания); D – энергия 250 МэВ, ток 2 мкА, пучок двукратно повернутый, вне здания (около 15 м от здания)

Для приведенных на рис. 7.1.4 спектров нейтронов с использованием дозовых характеристик моноэнергетических нейтронов [30] рассчитана мощность эквивалентной дозы и процентный вклад в эту дозу промежуточных (0,5 эВ < E < 0,2 МэВ), быстрых (0,2 МэВ < E < 20 МэВ) и сверхбыстрых (E < 20 МэВ) нейтронов, которые приведены в табл. 7.1.2.

Здесь же показаны средняя по флюенсу энергия нейтронов и вклад в мощность эквивалентной дозы, вносимый тепловыми нейтронами (E < 0,5 эВ). Для расчета мощности эквивалентной дозы от тепловых нейтронов использовалась величина удельной дозы, равная  $8,9 \cdot 10^{-10}$  сЗв/(нейтр. см<sup>2</sup>).

Если по плотности потока нейтронов можно выделить область энергий, вносящих основной вклад в суммарный нейтронный поток, то по эквивалентной дозе это сделать нельзя. Как следует из данных, приведенных в табл. 7.1.2, при определении эквивалентной дозы необходимо учитывать и дозу, обусловленную тепловыми нейтронами.

Анализ результатов, полученных процессе В спектрального состава гамма-излучения исследования В диапазоне энергий 0,1...30 МэВ с помощью детектора на базе NaJ(Tl) и нейтронного излучения в диапазоне энергий от 0,5 эВ 100 МэВ практически помощью многошарового c ЛО спектрометра Боннера различных параметрах при электронного пучка с внешней стороны защиты линейных ускорителей электронов ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000, позволяет сделать вывод о том, что основной вклад в мощность эквивалентной обусловлен гамма-квантами, дозы образованными в результате захвата тепловых нейтронов ядрами материала защиты. Основной вклад в поток нейтронов с внешней стороны защиты обусловлен промежуточными нейтронами в энергетическом интервале от 0,5 эВ до 0,2 МэВ.

Полученные расчетным путем значения мощностей, эквивалентных по гамма-нейтронному излучению, удовлетворительно согласуются с результатами прямых измерений мощностей доз с использованием метрологически аттестованных средств измерительной техники.

#### Вклад в мощность эквивалентной дозы тепловых, промежуточных, быстрых и сверхбыстрых нейтронов при работе ускорителя ЛУЭ-300

	Мош	Средняя				
Режим работы	ней	ПО				
и место измерения	Теп- ловые	Проме- жуточн.	Быстрые	Сверх- быстр.	флюенсу энергия, МэВ	
E = 250 МэВ, I = 5 мкА, пучок прямой, клистронный зал	_	0,9·10 <sup>-5</sup>	3,7.10-5	3,4.10-5	8	
E = 250 МэВ, I = 5 мкА, пучок прямой, экспериментальный зал	$1 \cdot 10^{-4}$	4,5·10 <sup>-5</sup>	$2,4 \cdot 10^{-4}$	1,5.10-5	1	
E = 250 МэВ, I = 2 мкА, пучок однократно повернут, вне здания	6·10 <sup>-5</sup>	1,1.10-5	7,8·10 <sup>-6</sup>	1,6·10 <sup>-5</sup>	3,2	
E = 250 МэВ, I = 2 мкА, пучок двукратно повернут, вне здания	5·10 <sup>-4</sup>	3,8.10-4	9,1.10-4	1,5.10-4	1,1	

## 7.2. Радиационная обстановка на рабочих местах персонала

Задачами радиационно-дозиметрического контроля на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 являются [15]: – расчет текущих и прогнозных уровней облучения персонала категорий А и Б, населения, а также оперативного и долговременного планирования этих уровней для контроля непревышения лимитов дозы и контрольных уровней;

 подтверждение соответствия требованиям санитарного законодательства радиационно-гигиенических условий на рабочих местах и выявления тенденций в обеспечении радиационной безопасности, в том числе при модернизации действующих радиационно опасных установок и модификации технологий и технологических регламентов; – контроль эффективности радиационной защиты персонала и населения;

– обеспечение исходной информацией для расчета доз и подтверждения принятия решений в случае аварийного облучения, облучения при несчастных случаях.

Решение перечисленных выше задач осуществляется посредством:

– радиационно-дозиметрического контроля населения и персонала, включая текущий (плановый), операционнотехнологический и специальный контроль;

– мониторинга производственной и воздушной среды;

– ИДК внешнего и внутреннего облучения персонала.

Контроль за радиационной обстановкой на ускорителях ННЦ ХФТИ, как уже отмечалось выше, включает в себя текущий (плановый), оперативный и специальный. Плановый контроль служит для получения текущей информации о состоянии радиационной обстановки, ее изменении, а также о возникновении возможных аварийных ситуаций. Оперативный контроль осуществляется в случае необходимости проведения персоналом ремонтных или других работ в зоне повышенного излучения, где возможна дозовая нагрузка, превышающая установленные уровни. Специальный контроль служит для получения новых сведений о радиационной обстановке, необходимых для определения или уточнения объема текущего (планового и оперативного) радиационно-дозиметрического контроля.

Плановый контроль на ускорительном комплексе ЛУЭ-2000 и ускорителе ЛУЭ-300 осуществляется два раза в год при работе ускорителей в стандартных режимах. При этом измеряется мощность эквивалентной дозы гамма- или гамманейтронного излучения. Выбор точек контроля производится таким образом, чтобы имелась возможность своевременно обнаружить изменения радиационной обстановки в результате, например, нарушений проводки пучка или возникновения нештатных ситуаций. При изменении режимов работы ускорителя (увеличении значений параметров ускоренных пучков), изменении условий экспериментального или облучательного процесса, введении в него новых операций, влияющих на мощность эквивалентной дозы и плотность нейтронного потока с внешней стороны защиты, а также при изменении самих защитных устройств проводятся серии внеочередных измерений с целью оценки радиационной обстановки и установления последующей периодичности контроля. При этом дополнительные точки контроля устанавливаются в местах наиболее частого и длительного пребывания персонала, в зоне резких изменений поля ионизирующих излучений, возникающих в результате вышеупомянутых условий [34].

В табл. 7.2.1 приведены общие сведения об объектах радиационно-дозиметрического контроля в ННЦ ХФТИ в 2011 году: количество источников внешнего облучения (установок, участков, ускорителей и т.д.), периодичность контроля, максимальные значения мощности эквивалентной дозы в местах возможного пребывания персонала  $P_{\rm max}$ , число участков или установок с превышением допустимого значения мощности дозы ( $P_{\rm max} > ДМД_A$ ) и контрольного значения мощности дозы ( $P_{\rm max} > KMД_A$ ).

На рис. 7.2.1 и 7.2.2 в виде гистограмм отражена радиационная обстановка на ускорительном комплексе ЛУЭ-2000 и ускорителе ЛУЭ-300 на основании анализа результатов планового радиационно-дозиметрического контроля в период с 1991 по 2011 год. Показан вклад фотонной и нейтронной составляющих в эквивалентную дозу на рабочих местах постоянного и временного пребывания персонала. Наиболее объективная информация содержится в верхней части рисунков, где отражена среднегодовая мощность дозы, рассчитанная на основании результатов измерений в контролируемых местах:

$$P_{cp} = \frac{\sum p}{n},$$

где  $P_{cp}$  – среднегодовая мощность дозы; P – измеренная мощность дозы; n – число точек измерений.

Таблица 7.2.1

#### Объекты радиационно-дозиметрического контроля и максимальные дозы на рабочих местах персонала в 2011 году

Наименование источников внешнего облучения	Кол-во источ- ников	Перио- дичность, раз/год	Р <sub>тах</sub> , мкЗв/ч	<i>P</i> <sub>max</sub> > ДМД <sub>А</sub>	Р <sub>max</sub> > КМД <sub>А</sub>
Ускорители электронов	16	2	88,4	4	4
Термоядерные установки	13	1	16,5	_	1
Плазменно- пучковые ускорители	10	1	8,03	_	1
Ускорители прямого действия	10	1	40,8	2	2
Ускорители тяжелых заряженных частиц	5	_	7,61	_	_
Рентгеновские установки	29	1	25,2	1	1
Электронные микроскопы	16	1	1,94	_	_
Склад с ИИИ (пл. №2)	1	1	14,3	1	1

В нижней части рисунков показаны усредненные (средневзвешенные) значения максимально-зарегистрированных мощностей доз в разное время на протяжении года.

Видно, что среднегодовая мощность дозы фотонного излучения на ускорительном комплексе ЛУЭ-2000 не превышает 4,5 мкЗв/ч, в последние годы ощутимый вклад в мощность дозы дают нейтроны. Максимальные значения фотонной составляюдозы достигают 25 мкЗв/ч, шей мощности нейтронной составляющей – 8 мкЗв/ч. На ускорителе ЛУЭ-300 фотонная составляющая мощности эквивалентной дозы находится в 0,2...3,9 мкЗв/ч, нейтронная пределах составляющая 0,1...5,8 мкЗв/ч, максимальные значения достигают соответственно 19 и 29 мкЗв/ч.



Рис. 7.2.1. Вклад фотонной и нейтронной составляющих в среднегодовые и средневзвешенные максимальные значения эквивалентной мощности дозы на рабочих местах ускорительного комплекса ЛУЭ-2000



Рис. 7.2.2. Вклад фотонной и нейтронной составляющих в среднегодовые и средневзвешенные максимальные значения эквивалентной мощности дозы на рабочих местах ускорителя ЛУЭ-300

Напомним, что НРБУ установлена допустимая эффективная доза облучения персонала категории А, равная 20 мЗв/год. При референтном времени работы 1700 ч в год получаем допустимую мощность дозы, равную 11,8 мкЗв/ч.

## 7.3. Результаты индивидуального дозиметрического контроля персонала

В соответствии с требованиями [15] индивидуальный дозиметрический контроль персонала категории А обязателен в случае, если имеется потенциальная возможность получения эффективной годовой дозы свыше половины предельнодопустимой (20 мЗв/год). В последние годы в ННЦ ХФТИ индивидуальному дозиметрическому контролю внешнего облучения подвергается примерно 300...350 человек из числа персонала категории А. Из них около 200 человек – персонал ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000.

В табл. 7.3.1 приведены сведения о принадлежности персонала, состоящего на ИДК в ННЦ ХФТИ, а также о коллективных и среднегодовых дозах, полученных в 2011 году.

На рис. 7.3.1 показаны результаты анализа индивидуального внешнего облучения персонала ННЦ ХФТИ за последние 21 год по группам: в целом по ННЦ ХФТИ; ускорители тяжелых заряженных частиц, ускорители электронов и другие (ускорители прямого действия установки И плазменнотермоядерные установки). Для персонала, пучковые, не подвергающегося индивидуальному контролю, занятого, например, работой на термоядерных установках, использованы измерения квартальных Д03 В месте наиболее данные возможного пребывания (чаще всего таким местом является управления установкой). Измерения выполнены с ПУЛЬТ помощью дозиметров-накопителей с термолюминесцентными детекторами на основе фтористого лития, активированного магнием и титаном, в кассетах ДТУ-2 с алюминиевым фильтром толщиной 1 мм. Такие же дозиметры используются и в индивидуальном контроле.

#### Таблица 7.3.1

		Число лиц, полу-			Коллек-	Средне-
Ианианаранна обя акто	Число	чивших эффек-			тивная	годовая
паименование объекта	лиц тивную до		о дозу	, мЗв	доза,	доза,
		до 2	2-5	5-10	мЗв	мЗв
1. КУТ-1, КУТ-20, ЭПОС, ЛИК, ИЛУ-200	185	162	23	_	261,9	1,40
2. ЛУЭ-300	37	26	11	_	58,8	1,58
3. ЛУЭ-10,	13	9	4	_	22,1	1,70
4. ЛУЭ-40	15	11	4	_	23,8	1,58
5. ЭЛИАС	14	12	2	_	21,8	1,55
6. ЛУМЗИ	19	17	2	_	27,1	1,42
7. Ускорители тяжелых	17	14	3	_	24,5	1,44
заряженных частиц		4			( )	1.50
8. ЭСУ-2	4	4	_	_	6,2	1,50
9. Склад делящихся	1	1	_	_	15	15
материалов и ИИИ	1	1			1,0	1,5
10. Участок работы с открытыми ИИИ	4	3	1	_	7,7	1,90
11. Участок поверки аппаратуры	2	1	1	_	3,9	1,90
12. Контролирующие подразделения	21	17	4	_	30,6	1,45
Всего по ННЦ ХФТИ	332	277	55	—	489,9	1,47

## Принадлежность персонала, состоящего на ИДК в ННЦ ХФТИ в 2011 году, коллективные и среднегодовые дозы

Вклад быстрых и тепловых нейтронов в дозу облучения с 1998 по 2011 год оценен по результатам периодических измерений распределения плотности нейтронных потоков при работе ускорителей. Показано, что в последние годы наиболее вероятное значение годовой индивидуальной дозы составляет примерно 1,5 мЗв. Более чем на 85% (рис. 7.3.2) оно обусловлено гамма-излучением, 2...8% вклада дают быстрые нейтроны и 1...3% – тепловые. В последние 3 года вклад нейтронного излучения в эффективную дозу внешнего облучения персонала ускорителей электронов заметно увеличился.



Рис. 7.3.1. Результаты анализа индивидуальных доз внешнего облучения персонала ННЦ ХФТИ по группам



Рис. 7.3.2. Вклад гамма-излучения, быстрых и тепловых нейтронов в эффективную дозу внешнего облучения персонала ускорителей электронов

Для статистической обработки данные по дозовым затратам персонала разделены на классы по правилу Штюргеса:

$$K = 1 + 3,32 \cdot \lg N, \tag{7.3.1}$$

где *К* – число классов (интегралов доз); *N* – число данных. Анализ данных, выполненных в работе [35], показал, что распределения плотности полигона частот индивидуальных доз персонала линейных ускорителей электронов и персонала ННЦ ХФТИ целом симметричны. Это позволяет В экспериментальные аппроксимировать результаты нормальным распределением. Основными характеристиками экспериментального распределения являются среднегодовая эффективная доза  $\overline{D}$  и стандартное отклонение  $\sigma$ :

$$\overline{D} = \frac{1}{N} \sum_{i}^{N} D_{i} = \frac{1}{N} \sum_{i}^{K} \widetilde{D}_{i}; \qquad (7.3.2)$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i}^{N} (D_{i} - \overline{D})^{2}}{N - 1}} = \sqrt{\frac{\sum_{i}^{K} f_{i} \cdot \widetilde{D}_{i}^{2} - \frac{1}{N} \left(\sum_{i}^{K} f_{i} \widetilde{D}_{i}\right)^{2}}{N - 1}}, \qquad (7.3.3)$$

где  $D_i$  – индивидуальная эффективная годовая доза;  $\tilde{D}_i$  – значение середины *i*-го класса;  $f_i$  – экспериментальное значение частоты. Эти характеристики входят в качестве параметров в выражение для частоты нормального распределения:

$$f_i^* = \frac{N \cdot \Delta}{\sqrt{2\pi \cdot \sigma}} \exp\left[-\frac{\left(\tilde{D}_i - \overline{D}\right)}{2\sigma}\right],\tag{7.3.4}$$

где *Δ* – величина интеграла класса.

На рис. 7.3.3 приведены экспериментальные и теоретические (нормальные) частоты среднегодовых индивидуальных эффективных доз внешнего облучения персонала линейных ускорителей электронов и персонала ННЦ ХФТИ в целом.

Полученные теоретические распределения сравнивались с экспериментальными по критерию Колмогорова-Смирнова.

124



Рис. 7.3.3. Экспериментальные (точки) и теоретические (кривые) частоты (f, отн. ед.) распределения среднегодовых индивидуальных эффективных доз (D, мЗв) персонала ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 и персонала ННЦ ХФТИ в 2009–2011 годах: пунктирная линия – ускорительный комплекс; сплошная линия – ННЦ ХФТИ

Условием соответствия является соотношение

$$\lambda \le \lambda_T \,, \tag{7.3.5}$$

где

$$\lambda = \frac{\max \left| \sum_{i}^{K} f_{i} - \sum_{i}^{K} f_{i}^{*} \right|}{N}, \qquad (7.3.6)$$

 $\max \left| \sum_{i}^{\kappa} f_{i} - \sum_{i}^{\kappa} f_{i}^{*} \right|$  — максимальная разность между экспериментальной  $\sum_{i} f_{i}$  и теоретической  $\sum_{i} f_{i}^{*}$  накопленной частотой;  $\lambda_{T}$  — табличное значение критерия Колмогорова-Смирнова, определенное для доверительной вероятности *P*:

$$\lambda_T = \begin{cases} \frac{1,22}{N^{1/2}}, & npu \ P = 0,90 \\ \frac{1,36}{N^{1/2}}, & npu \ P = 0,95 \\ \frac{1,63}{N^{1/2}}, & npu \ P = 0,99. \end{cases}$$

Расчеты показали, что с доверительной вероятностью более 0,99 условие (7.3.5) выполняется для 2004–2006 годов, т. е. экспериментальные данные удовлетворительно описываются нормальным распределением.

Поскольку более 70% персонала ННЦ ХФТИ, состоящего на ИДК, работает на ускорительном комплексе ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000, представляется любопытным вопрос, определяют ли дозовые затраты персонала ускорительного комплекса облучаемость, а следовательно, и общую радиационную обстановку ННЦ ХФТИ в целом? Для этого проведено статистическое сравнение распределений годовых эффективных доз соответственно персонала ускорительного комплекса и всего персонала, состоящего на индивидуальном контроле. Условием достоверности такого предположения является выполнение соотношения

$$t_p \le t \,, \tag{7.3.7}$$

где

$$t_{p} = \frac{\left|\overline{D}_{1} - \overline{D}_{2}\right|}{\sqrt{\frac{(N_{1} - 1)\sigma_{1}^{2} + (N_{2} - 1)\sigma_{2}^{2}}{N_{1} + N_{2} - 2}} \cdot \frac{N_{1} + N_{2}}{N_{1} \cdot N_{2}}},$$
(7.3.8)

индексы 1 и 2 в (7.3.8) относятся к распределениям индивидуальных доз для персонала ускорительного комплекса и ННЦ ХФТИ соответственно; t – табличное значение t-критерия Стьюдента. Вычисленные значения  $t_p$  превышают значения t с доверительной вероятностью более 0,99. Следовательно, соотношение (7.3.7) не выполняется, что означает следующее: дозовые затраты персонала ускорительного комплекса не определяют облучаемость персонала ННЦ ХФТИ в целом.

126

## 7.4. Гамма-нейтронное излучение с внешней стороны защиты ускорителя ЛУЭ-2000

Измерение гамма-нейтронного излучения с внешней стороны защиты производилось при работе ускорителя ЛУЭ-2000 по программе «Луч» (см. разделы 4, 6.4) с помощью автоматизированной системы непрерывного радиационного контроля АСНРК-2000. Датчики гамма-И нейтронного излучений размещались в СЗЗ на расстоянии примерно 100 м от здания ускорителя. Датчики нейтронного излучения, кроме облучаемой располагались напротив мишени того, в помещениях вакуумного коридора (1 этаж) И высокочастотного зала (зал ВЧ, 2 этаж). Результаты измерений приведены в табл. 7.4.1 [25]. Уровни излучений в течение суток существенно менялись (в результате кратковременных поэтому в таблице приведены как отключений пучка),  $P_{n,\gamma}^{\min}$ ,  $P_{n,\gamma}^{\max}$  значения максимальные минимальные так и мощности дозы.

Из данных табл. 7.4.1 следует, что наибольшая мощность дозы нейтронного излучения в зале ВЧ составила 5,6 мкЗв/ч, в вакуумном коридоре – 59,7 мкЗв/ч.

Максимальные значения мощности эквивалентной дозы ВЧ коридоре, гамма-излучения вакуумном В зале И зарегистрированные в местах расположения датчиков системы АСНРК-2000, составили соответственно 14 и 72 мкЗв/ч. Таким образом, максимальное значение мощности эквивалентной дозы гамма-нейтронного излучения в зале ВЧ составило – 132 мкЗв/ч. 20 мкЗв/ч. вакуумном коридоре В При отключении пучка и снятии высокочастотной нагрузки с клистронных усилителей уровни излучений в зале ВЧ и вакуумном коридоре снижались до значений 0,2...0,3 мкЗв/ч.

Уровни гамма-нейтронного излучения в СЗЗ изменялись в пределах 0,13...0,2 мкЗв/ч.

#### Таблица 7.4.1

	Зал	Зал ВЧ Вак. коридор			Санитарно-защитная зона			
Время	Нейтронное излучение				Нейтронное		Гамма-	
облу-					излучение		излучение	
чения	$P_n^{\min}$	$P_n^{\max}$	$P_n^{\min}$	$P_n^{\max}$	$P_n^{\min}$	$P_n^{\max}$	$P_{\gamma}^{\min}$	$P_{\gamma}^{\max}$
сутки	мкЗ	Зв/ч	МКЗ	Зв/ч	МКЗ	Зв/ч	мкЗв/ч	
14	0,50	4,90	5,00	52,50	0,002	0,015	0,122	0,128
19	4,12	5,09	47,60	55,90	0,006	0,015	0,121	0,127
20	1,90	4,96	20,79	53,33	0,004	0,027	0,123	0,133
22	3,83	5,04	41,66	54,14	0,002	0,048	0,121	0,15
23	4,07	5,22	45,88	56,24	0,002	0,029	0,12	0,129
24	3,90	5,17	43,85	56,2	0,004	0,023	0,12	0,127
25	4,41	5,15	48,94	56,38	0,002	0,019	0,121	0,127
26	2,03	5,21	17,04	56,66	0,002	0,015	0,119	0,131
27	4,43	5,28	49,91	56,53	0,002	0,023	0,124	0,164
28	3,60	5,09	40,38	56,35	0,002	0,023	0,123	0,132
29	1,93	4,93	21,29	52,72	0,002	0,019	0,126	0,165
30	1,07	4,09	11,06	51,23	0,002	0,015	0,119	0,144
31	4,49	4,86	49,53	51,63	0,002	0,017	0,117	0,127
32	4,36	4,82	47,84	51,38	0,002	0,021	0,117	0,128
33	4,44	5,23	50,27	58,00	0,004	0,021	0,120	1,129
34	5,06	5,50	57,64	59,25	0,002	0,019	0,119	0,132
35	3,48	5,55	36,22	59,68	0,006	0,017	0,120	0,127
38	3,42	3,87	36,21	37,88	0,002	0,015	0,122	0,134
39	2,31	3,69	24,68	37,15	0,002	0,015	0,119	0,128
40	0,008	3,73	0,002	36,86	0,002	0,023	0,120	0,132
41	3.57	4,14	36,87	41,97	0,002	0,015	0,123	0,130
42	2,91	4,07	30,28	41,57	0,002	0,015	0,123	0,149
43	0,11	3,91	1,31	39,34	0,002	0,019	0,121	0,127
44	1,63	3,79	17,43	38,54	0,004	0,010	0,123	0,129

#### Результаты непрерывных измерений гамма-нейтронного излучения с внешней стороны защиты ЛУЭ-2000

Данные, полученные с помощью автоматизированной системы непрерывного радиационного контроля АСНРК-2000, удовлетворительно согласуются с результатами плановых измерений с применением переносных средств измерительной техники.

# 7.5. Техногенный радиационный фон на территории промплощадки и на границе санитарно-защитной зоны ННЦ ХФТИ

## 7.5.1. Методика исследований техногенного радиационного фона

Исследования техногенного радиационного фона на территории промплощадки и на границе санитарно-защитной зоны ННЦ ХФТИ проводились с использованием термолюминесцентных детекторов ДТГ-4 диаметром 5 мм и ТЛД-500К – 5 мм. Калибровка детекторов производилась до и после экспозиции индивидуально – каждый детектор имел свой калибровочный коэффициент.

Исследование характеристик термолюминесцентных детекторов и изучение возможности их применения для контроля радиационной обстановки выполнены авторами в работе [21].

Кассеты для детекторов изготавливались из отрезков полихлорвиниловой трубки, в каждую кассету помещалось 4 детектора. Детекторы ТЛД-500К предварительно упаковывались в светонепроницаемую алюминиевую фольгу толщиной примерно 0,2 мм. Торцы трубок заваривались – таким образом обеспечивалась герметичность дозиметров. Такая технология изготовления дозиметров позволила сохранять индивидуальность каждого детектора.

Обработка результатов измерений производилась по методике, описанной в [36]. Годность результата параллельного измерения  $X_i$  устанавливалась в зависимости от степени его отклонения от среднего арифметического  $\overline{X}_n$  из *n* результатов параллельных измерений. Результат параллельного измерения признавался годным, если выполнялось условие

$$\left|\overline{X}_n - X_i\right| < \beta \cdot S_r \cdot X_n,$$

где  $S_r$  – относительное среднее квадратическое отклонение метода;  $\beta$  – множитель, значение которого зависит от принятой

доверительной вероятности  $P_n$  количества параллельных измерений n, по которым вычислено значение  $\overline{X}_n$ .

При n > 2 установление годности  $X_i$  проводилось с доверительной вероятностью P = 0,99. Тогда для n = 3 значение  $\beta$  составляло 2,4.

При n = 2 годность  $X_1$  и  $X_2$  устанавливалась при P = 0.95. Значение  $\beta$  при этом составляло 1.4. Оба результата признавались годными, если выполнялось условие

$$\left|X_1 - \overline{X}_2\right| < 2, 8 \cdot S_r \cdot X_1.$$

Относительное среднее квадратическое отклонение  $S_r$  определялось из формулы

$$S_r = \frac{\sigma_i}{I_i},$$

где  $\sigma_i = \frac{\left(\sum_{i=1}^n (I_i - \bar{I}_i)^2\right)^{2}}{\sqrt{N-1}}$  – стандарт отклонения;  $\bar{I}_i$  – среднее

значение показаний при калибровочных измерениях *i*-го детектора, облученного одной и той же дозой; *N* – количество измерений.

#### 7.5.2. Результаты исследований техногенно усиленного радиационного фона на территории промплощадки

Измерения техногенного радиационного фона на территории промплощадки проводились в узлах прямоугольной пространственной сетки размерами примерно  $60 \times 60$  м. Максимальное отклонение узлов реальной сетки размещения дозиметров от идеальной геометрической не превышало  $\pm 10$  м. Таким образом, было размещено 100 дозиметров (по одному дозиметру в каждой точке) на высоте около 2 м над поверхностью грунта. Время экспозиции составляло около 100 сут.



Рис. 7.5.1. Распределения измеренных уровней мощностей доз на территории промплощадки при работающих ЭСУВИ, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-10 и ЛУЭ-2000



Рис. 7.5.2. Распределения измеренных уровней мощностей доз на территории промплощадки при неработающих ускорителях ЭСУВИ, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-10 и ЛУЭ-2000

На рис. 7.5.1 и 7.5.2 показаны распределения измеренных уровней мощностей доз на территории промплощадки для двух случаев: при работающих (осенне-зимний период года) и при неработающих (летний период) ускорителях ЭСУВИ, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-2000 и ЛУЭ-10.

Из приведенных на рис. 7.5.1 данных следует, что при работающих ускорителях имело место увеличение среднего значения мощности дозы до 0,3 мкЗв/ч на отдельных участках промплощадки. Полученные распределения измеренных

уровней мощностей доз наглядно показывают, что наибольший вклад в техногенный радиационный фон вносят работающие ускорители ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000. Факт влияния работы ускорителя ЛУЭ-300 на радиационный фон вдоль границы СЗЗ будет подтвержден в следующем разделе.

В период профилактических работ на ускорителях при отключении пучка и снятии ВЧ-нагрузки с клистронных рис. 7.5.2) наблюдалось некоторое усилителей (см. превышение среднего уровня мощности дозы (над мощностью дозы, обусловленной естественным радиационным фоном) до 0,12...0,14 мкЗв/ч, что связано, по-видимому, с наличием наведенной радиоактивности на элементах конструкции ускорителей и защиты и, возможно, с кратковременными включениями ускорителя ЛУЭ-10.

Более наглядно распределения мощностей доз (дозного поля) показано на рис. 7.5.3 и 7.5.4, выполненных в трехмерных координатах. В нижней части рисунков изображен схематический план расположения зданий на промплощадке, в верхней – дозное поле.



Рис. 7.5.3. Дозное поле на территории промплощадки ННЦ ХФТИ при работающих ускорительных установках



Рис. 7.5.4. Дозное поле на территории промплощадки ННЦ ХФТИ при неработающих ускорительных установках

#### 7.5.3. Радиационный фон на границе санитарнозащитной зоны

Для изучения распределения уровней радиационного фона вдоль границы СЗЗ дозиметры в количестве 125 штук были установлены по периметру территории ННЦ ХФТИ на расстоянии примерно 25 м друг от друга и на высоте 1,2 м от поверхности грунта таким образом, чтобы охватить всю протяженность периметра. 4 дозиметра были установлены на удалении примерно 10 км от границы СЗЗ, еще 3 дозиметра помещались в свинцовый контейнер с толщиной стенок около 4 см. при Измерения выполнены как работающих ускорительных установках (работали ускорители ЛУЭ-2000, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-10, а также электростатический ускоритель ЭСУВИ, расположенный в здании №4), так и во время их профилактики в период 1989–1990 годов, а также в летне-осенний период 2005 года.

На рис. 7.5.5 показан схематический план расположения промплощадки с опорными точками на периметре и зданий, в которых расположены ускорители ЭСУВИ, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-2000 и ЛУЭ-10.



Рис. 7.5.5. Схематический план расположения промплощадки с опорными точками на периметре

На рис. 7.5.6 в виде гистограммы приведены уровни радиационного гамма-фона при работающих ускорителях (осенне-зимний период 1989–1990 годов). Время экспозиции составляло 118 сут. По горизонтальной оси отложена длина периметра в развернутом виде (в метрах) с опорными точками, обозначенными латинскими буквами, по вертикальной оси – мощность эквивалентной дозы в мкЗв/ч.

Из этого рисунка следует, что среднее значение мощности эквивалентной дозы на расстоянии 10 км от периметра института составляло (0,10 ± 0,003) мкЗв/ч; мощность дозы, измеренная внутри свинцового контейнера, составила (0,048 ± 0,004) мкЗв/ч; мощность дозы вдоль границы СЗЗ колеблется вокруг значения 0,11 мкЗв/ч; имеет место участок границы длиной около 250 м с повышенным (относительно фоновых значений) достигающим значением мощности дозы, 0.155 мкЗв/ч. обусловлено что рассеянным тормозным излучением от места гашения электронного пучка ускорителя ЛУЭ-300 (см. рис. 7.5.5).



Рис. 7.5.6. Радиационный гамма-фон на границе СЗЗ при работе ускорителей ЭСУВИ, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-10 и ЛУЭ-2000 (1989–1990 годы)

На рис. 7.5.7 в виде гистограммы приведены уровни радиационного γ-фона на границе СЗЗ при неработающих ускорителях ЭСУВИ, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-10 и ЛУЭ-2000 (летний период 1989–1990 годов). Время экспозиции в этом случае составило 78 сут. В этот период среднее значение мощности эквивалентной дозы на удалении от границы СЗЗ составляло ≈0,11 мкЗв/ч, в свинцовом контейнере – около 0,06 мкЗв/ч. Уровни радиационного фона на границе СЗЗ колеблются вокруг значения 0,11 мкЗв/ч. Повышенных значений мощности дозы, в отличие от предыдущего случая, не обнаружено.

Увеличенное примерно на 0,01 мкЗв/ч значение радиационного фона на удалении от периметра промплощадки, в свинцовом контейнере и на границе СЗЗ во втором случае по сравнению с первым связано, возможно, со временем года.

На рис. 7.5.8. [37] приведена гистограмма радиационного гамма-фона на границе СЗЗ в летне-осенний период 2006 года.



Рис. 7.5.7. Радиационный гамма-фон на границе СЗЗ при неработающих ускорителях ЭСУВИ, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40, ЛУЭ-10 и ЛУЭ-2000 (1989–1990 годы)



Рис. 7.5.8. Радиационный гамма-фон на границе СЗЗ в летне-осенний период 2006 года

Измерения выполнены во время работы ускорителей комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000. Время экспозиции составило 70 сут. Сравнив результаты, приведенные на рис. 7.5.7 и 7.5.8, можно сделать вывод об отсутствии влияния радиационных факторов ускорительного комплекса на радиационный гаммафон вне пределов промплощадки.

#### 7.6. Выводы из раздела 7

7.6.1. Экспериментально исследован спектральный состав гамма-излучения с внешней стороны защиты ускорителей ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000 при различных режимах работы (параметрах и геометрии прохождения электронного пучка). Показано, что наличие гамма-квантов между токовыми импульсами обусловлено замедлением и захватом тепловых нейтронов с последующим образованием фотонов. Форма спектра в данном случае не зависит от параметров пучка и толщины защиты. Основной вклад в мощность эквивалентной дозы обусловлен фотонами, образующимися в результате радиационного захвата тепловых нейтронов ядрами материала защиты.

7.6.2. Гамма-нейтронное излучение, возникающее при облучении мишени, формирует в основном радиационную обстановку в рабочих помещениях постоянного и временного пребывания персонала и вносит определяющий вклад в техногенно усиленный радиационный фон СЗЗ (территории промплощадки).

7.6.3. Воздух, выбрасываемый вентиляционной системой из рабочей зоны ускорителя в атмосферу, не влияет на радиационную обстановку в СЗЗ по причине незначительных значений концентрации радиоактивных аэрозолей и газовой фазы в выбрасываемом воздухе.

7.6.4. Среднегодовая мощность дозы фотонного излучения на ускорительном комплексе ЛУЭ-2000 в последние годы не превышает 3,0 мкЗв/ч. В последние 3...4 года ощутимый вклад в мощность дозы дают нейтроны. На

ускорителе ЛУЭ-300 фотонная и нейтронная составляющие мощности эквивалентной дозы находятся в пределах 0,1...0,7 мкЗв/ч.

7.6.5. Анализ среднегодовых и средневзвешенных максимальных мощностей доз на рабочих местах персонала ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 свидетельствует о достаточно оптимальном выборе радиационной защиты.

7.6.6. Наиболее вероятное значение годовой индивидуальной дозы в последние годы составляет примерно 1,5 мЗв. Более чем на 85% оно обусловлено гамма-излучением, от 2 до 8% вклада дают быстрые нейтроны и от 1 до 3% – тепловые. В последние 3 года вклад нейтронного излучения в эффективную дозу внешнего облучения персонала ускорителей электронов заметно увеличился.

7.6.7. Техногенный радиационный фон на территории обусловлен воздействием промплощадки радиационных факторов ускорителей ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000 (в период их работы). Зарегистрированное на границе периметра несколько повышенное (до 0,15 мкЗв/ч) значение мощности дозы не является существенным. После прекращения эксплуатации ускорителей ЛУЭ-300 ЛУЭ-2000 мощность И дозы не превышает естественного радиационного фона.

#### Раздел 8. Расчеты радиационной обстановки с внешней стороны защиты комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 для новых проектов

## 8.1. Расчет рассеивания в атмосфере <sup>99</sup>Мо и определение границ санитарно-защитной зоны

Методы ядерной (радиоизотопной) медицины В последние годы находят все более широкое применение во многих странах мира. Например, на долю США приходится 47% мирового рынка, на страны Азии – 6,6%, Европы – 19,5%, Латинской Америки – 2,5%, остального мира – 4,6%. Одним из методов ядерной медицины является радионуклидная диагностика, предназначенная для распознавания патологических процессов в органах и тканях с помощью радиоактивных атомов или молекул их содержащих. Наиболее широко применяемым радиоизотопом в радионуклидной диагностике является <sup>99m</sup>Tc. По сравнению с другими радиоизотопами <sup>99m</sup>Tc имеет ряд преимуществ:

- период полураспада составляет 6,05 ч, что обеспечивает практически полный его распад за одни сутки после введения инъекции;
- у этого изотопа полностью отсутствует β-излучение, что позволяет до минимума снизить лучевую нагрузку на пациента;
- энергия γ-квантов <sup>99m</sup>Тс оптимальна для регистрации современными радиодиагностическими приборами, следовательно, с помощью этого радионуклида можно метить большинство фармпрепаратов при исследованиях гепатобилиарной системы, почек, скелета, легких, сердца, мозга, кровеносной и лимфатической систем, щитовидной железы.

Наиболее широко используемым способом получения <sup>99m</sup>Тс является его наработка в ядерном реакторе. В Национальном научном центре «Харьковский физико-технический институт» разрабатывается способ получения <sup>99m</sup>Тс из <sup>99</sup>Мо с помощью

ускорителя электронов на базе ускорительного комплекса ЛУЭ-2000. В этом разделе рассмотрен радиоэкологический аспект такой технологии, в частности, приведен расчет рассеивания в атмосфере <sup>99</sup>Мо и размеры необходимой СЗЗ [38].

в соответствии с Основными Под понятием СЗЗ. противорадиационной санитарными правилами защиты Украины (ОСПУ), понимается территория вокруг источника ионизирующего излучения (ИИИ) за пределами места или зоны работы персонала категории А, где уровень облучения человека в условиях нормальной эксплуатации ИИИ может превысить квоту предела дозы для лиц категории В. Другими словами, вне СЗЗ не должны превышаться лимиты доз, установленные для лиц категории В. В данном случае (для источника радиоактивного выброса) это означает, что за пределами границ СЗЗ концентрация радиоактивного вещества превышать установленного Нормами (C)должна не радиационной безопасности Украины (НРБУ-97) значения допустимой концентрации в атмосферном воздухе (ДКв) в условиях нормальной эксплуатации ИИИ, т.е.

С < ДКв.

Максимальная приземная концентрация вредного (не только радиоактивного) вещества (*См*) в нижнем двухметровом слое атмосферы при выбросе газовоздушной смеси (ГВС) из одиночного точечного источника с круглым устьем достигается при неблагоприятных метеорологических условиях на расстоянии *Хм*, м и зависит от следующих параметров:

– *Н*, м – высота устья источника;

– *W*, м/с – скорость выхода ГВС из устья источника с диаметром *D*, м;

- V, 
$$M^3/c = \frac{\pi \cdot D^2}{4} \cdot W$$
 – расход ГВС;

–  $\Delta T$ , °C = Te - Te – разность между температурой ГВС и средней максимальной температурой наружного воздуха наиболее жаркого месяца года по СНиП 2.01.01-82 (для Харьковской области Te = 25 °C);

– *М*, г/с – масса вредного вещества, выбрасываемого в атмосферу в единицу времени (мощность выброса);

 $-\lambda = \frac{M}{M_0}$  – коэффициент очистки выбросов, где  $M_0$ , г/с –

масса вредного вещества, поступающего на очистку в единицу времени;

– *А* – параметр, зависящий от температурной стратификации атмосферы;

- *F* – параметр, зависящий от скорости оседания вредного вещества в атмосферном воздухе;

*– η* – параметр, учитывающий влияние рельефа местности;

-m – параметр, учитывающий условия выхода ГВС из устья источника и зависящий от значений: *W*, *V*, *D*, *H*,  $\Delta T$ .

Значение См определяется из формулы:

*См*, мг/м<sup>3</sup> = 
$$\frac{M_0 \cdot \lambda \cdot A \cdot F \cdot \eta \cdot m}{H^2 \cdot (V \cdot \Delta T)^{1/3}}$$
 . (8.1.1)

Вариант проекта участка работ по получению <sup>99m</sup>Тс в здании №2 НИК «Ускоритель» предусматривает следующие условия и параметры.

В процессе выделения <sup>99m</sup>Tc из облученной молибденовой мишени в двухмодульном боксе типа 1БМ ожидается максимальный выход активности в воздушную среду по сравнению с остальными процессами цикла получения продукта. При этом предполагается, что в воздушную среду за 2,5 ч уходит 0,001 активности <sup>99</sup>Mo и <sup>99m</sup>Tc (по 3 Ки каждого). Т.е. мощность ГВС, поступающей на очистку, по одному из изотопов составляет Q = 12,3 кБк/c.

– Коэффициент очистки ГВС:  $\lambda = 5 \cdot 10^{-5}$ .

- Высота устья выброса: H = 16 м.

– Диаметр устья выброса: D = 0,51 м.

– Расход ГВС:  $V = 150 \text{ м}^3/\text{c}$ .

- Скорость выхода ГВС: W = 0,2 м/с.

– Температура выброса равна температуре воздуха рабочих помещений, т.е.  $\Delta T = 0$  (холодный выброс).

В этом, частном, случае согласно методике расчета максимальная приземная концентрация (*См*) одного из изотопов в атмосферном воздухе на расстоянии *Хм* от источника выброса определяется по формуле:

*См*, Бк/м<sup>3</sup> = 
$$\frac{Q_0 \cdot \lambda \cdot A \cdot F \cdot \eta \cdot m}{H^{\frac{7}{3}}}$$
. (8.1.2)

Параметры, входящие в формулу (8.1.2), имеют следующие значения: A = 180; F = 2;  $\eta = 1$ ; m = 0,9. Подставляя в формулу (8.1.2) значения констант и параметров, получаем:

$$C_{\mathcal{M}} = \frac{12,3 \cdot 5 \cdot 10^{-5} \cdot 180 \cdot 2 \cdot 1 \cdot 0,9}{16^{\frac{7}{3}}} = 3,1 \cdot 10^{-4} \text{ K/m}^3.$$

Учитывая, что  $ДKe^{99}$ Mo = 20 Бк/м<sup>3</sup>, а  $ДKe^{99m}$ Tc = 1000 Бк/м<sup>3</sup>, вкладом <sup>99m</sup>Tc в суммарную концентрацию радиоизотопов можно пренебречь. Таким образом, максимальная приземная концентрация (*См*) составляет 1,6·10<sup>-5</sup> *ДKe*.

Расстояние от источника выброса *Хм*, м, на котором достигается максимальная приземная концентрация, определяется по формуле:

$$X_{\mathcal{M}} = \frac{5-F}{4}dH, \qquad (8.1.3)$$

где для нашего случая *d* = 5,7. Подставляя параметры, получаем:

$$X_{M} = 68,4 \text{ M},$$

т.е. точки с максимальной концентрацией находятся в пределах существующей промплощадки ННЦ ХФТИ.

Зависимость между приземной концентрацией <sup>90</sup>Мо и расстоянием от источника его выброса показана на рис. 8.1.1.

Необходимо отметить, что найденные значения *См* и *Хм* неизменны при условии, что  $\frac{1,3 \cdot W \cdot D}{H} \leq 0,5$  или  $W \leq 12$  м/с, или  $V \leq 9000$  м<sup>3</sup>/с. Это предполагает широкий выбор

производительности вентсистемы при проектировании. Например: при  $V \le 15000 \text{ м}^3/\text{с}$ ,  $Cm = 1,4 \cdot 10^{-4} \text{ Бк/м}^3 Xm = 116 \text{ м}$ . При увеличении высоты устья выброса ГВС Cm – уменьшается, а Xm – увеличивается.



Рис. 8.1.1. Зависимость между приземной концентрацией <sup>99</sup>Мо и расстоянием от источника его выброса

Полезным оказывается использование на практике условия:  $C_M \leq \mathcal{D}K_6$ , так как в процессе непрерывного проведения полного цикла работ величина мощности ГВС ( $Q_0$ ), поступающей на очистку, может превышать значение 12,3 кБк/с, а значение коэффициента очистки выбросов ( $\lambda$ ) будет увеличиваться. Поэтому основным условием отсутствия необходимости установления СЗЗ является соблюдение неравенства:

$$Q_{0} \cdot \lambda < \left(\frac{\mathcal{A}K_{\theta} \cdot H^{\frac{1}{3}}}{A \cdot F \cdot \eta \cdot m} = \frac{20 \cdot 16^{\frac{1}{3}}}{150 \cdot 2 \cdot 1 \cdot 0.9} = 39,8 \text{ кБк/с} = 3,9 \text{ мКи/ч}\right),$$
$$Q_{0} \cdot \lambda < 40 \text{ кБк/с}; \ Q_{0} \cdot \lambda < 4 \text{ мКи/ч}.$$

Отсюда следует, что при выбросе ГВС без очистки ( $\lambda$ =1), утечка активности в воздушную среду составляет 4 мКи/ч или 40 кБк/с, т.е.  $Q_0$  может быть увеличена более чем в 3 раза.

Таким образом, размеры огражденной периметром площади, занимаемой ННЦ ХФТИ, позволят производить работы по получению <sup>99m</sup>Tc на проектируемом участке в здании №2.

#### 8.2. Радиационная защита ускорительнонакопительного комплекса H-100M: расчет и геометрия построения

В настоящее время одним из многообещающих методов монохроматичного рентгеновского получения излучения является комптоновское рассеяние интенсивного лазерного излучения на релятивистском электронном пучке. Интенсивность излучения, получаемая таким способом, обладает рядом преимуществ: перестраиваемость длины волны, квазимонохроматический спектр, острая направленность пространственного распределения излучения возможность генерирования И рентгеновского излучения путем использования низкоэнергетического электронного пучка, что существенно снижает стоимость самой установки.

Пучки рентгеновского излучения такой интенсивности найдут широкое применение в различных областях фундаментальных и прикладных исследований, существенно расширят возможности ядерно-физических методов анализа, будут полезны в разработке целого ряда новейших технологий.

В ННЦ ХФТИ при поддержке гранта НАТО «Наука за мир» разрабатывается генератор рентгеновского излучения H-100M («Нестор») с энергией электронного пучка до 225 МэВ и плотностью фотонного потока до  $10^{15}$  фот./(мм<sup>2</sup>·с). Генератором рентгеновского излучения является ускорительный (точнее, ускорительно-накопительный) комплекс, включающий в себя ускоритель электронов ЛУЭ-60 с энергией электронов  $E_0 = 60$  МэВ и средней мощностью на выходе (в режиме инжекции)  $W_1 = 6,3$  Вт, накопитель электронов с каналами синхротронного излучения и канал транспортировки электронного пучка от ускорителя в накопитель (рис. 8.2.1).



Рис. 8.2.1. Общий вид ускорительно-накопительного комплекса H-100M: 1 – ускоритель-инжектор; 2 – защита; 3 – накопитель; 4 – станции синхротронного излучения; 5 – станции рентгеновского излучения; К – коллиматор

На рис. 8.2.2 показана схема размещения оборудования комплекса H-100M, указаны необходимые для выполнения расчетов размеры в соответствии с проектными требованиями.



Рис. 8.2.2. Схема размещения оборудования ускорительного комплекса H-100M: 1 – ускоритель электронов ЛУЭ-60; 2 – канал транспортировки пучка электронов; 3 – накопительный контур
Согласно проекту размещение генератора планируется осуществить в части здания линейного ускорителя электронов ЛУЭ-300 с существующими стенами Ст. 1 и Ст. 2, уже являющимися радиационной защитой. Накопительный контур 3, детальный вид которого изображен на рис. 8.2.2, имеет вид прямоугольника с двумя параллельными стенам защиты сторонами и двумя соответственно перпендикулярными. Длина периметра контура  $L_1 = 16,28$  м.

Линейный ускоритель ЛУЭ-60 может эксплуатироваться как в режиме инжекции электронного пучка в накопитель электронов, так и в режиме прямого выхода. В последнем случае пучок электронов транспортируется по электронопроводу длиной  $L_2 = 14,7$  м, проходящему через помещение накопителя параллельно защитной стене Ст. 2. Мощность пучка в режиме прямого выхода составляет  $W_2 = 315$  Вт.

В данном разделе рассматривается комплекс вопросов, касающихся расчета и геометрии построения радиационной защиты ускорительно-накопительного комплекса H-100M как локальной, так и дополнительной к существующим стенам – глобальной. Помещения постоянного пребывания персонала категории *A* расположены с внешней стороны стен Ст. 1 и Ст. 2. Защита должна обеспечить безопасный уровень мощности дозы ионизирующего излучения в этих помещениях при работе ускорителя как в режиме инжекции с последующей работой накопителя электронов, так и в режиме прямого выхода.



Рис. 8.2.3. Накопительное кольцо генератора рентгеновского излучения *H*-100M

#### 8.2.1. Модель расчета

В последние годы для расчета радиационной защиты успешно используются так называемые правила Свенсона [23], основанные на результатах исследований ливневых процессов, возникающих при взаимодействии электронов, имеющих энергию выше критической, с толстыми мишенями. Согласно этим правилам расчет радиационной защиты производится с использованием дозовых эквивалентов *S*, численно равных мощности эквивалентной дозы, создаваемой образующимися видами излучений на расстоянии 1 м от мишени на 1 кВт мощности падающего пучка электронов. Мощность дозы на расстоянии R, м от точечного источника с внешней стороны защиты толщиной  $\Delta$ , см изменяется по закону  $\frac{1}{R_2}e^{-\frac{\Lambda}{\lambda}}$ , где  $\lambda$  – длина ослабления данного вида излучения в материале защиты в сантиметрах, зависящая от энергии этого излучения. В данной задаче роль мишени выполняет электронопровод. Образование ионизирующего излучения обусловлено взаимо-

Образование ионизирующего излучения обусловлено взаимодействием электронного пучка со стенками электронопровода, приводящим к развитию электромагнитного каскада как в самом материала электронопровода (железо), так и в конструкционных материалах различных формирующих пучок устройств (железо, медь). Причем максимум электромагнитного каскада в этих материалах при энергии электронов  $E_0 = 60$  МэВ достигается на толщине около 1,8 см. В соответствии с правилами Свенсона фотонное излучение электромагнитного каскада имеет, как и следовало ожидать, резкую анизотропию и в основном сосредоточено практически под углом  $\Theta = 0^{\circ}$  к оси пучка. При этом дозовый эквивалент  $S_r$  под углом  $\Theta = 0^{\circ}$  пропорционален энергии падающих электронов  $E_0$ . Другой дозовый эквивалент под углом  $\Theta = 90^{\circ}$  от энергии не зависит:

$$E_{\gamma} = 300E_0, \ \frac{3B \cdot M^2}{\Psi \cdot \kappa BT} \ (\Theta = 0^\circ);$$
 (8.2.1a)

$$E_{\gamma} = 50, \ \frac{3\mathbf{B} \cdot \mathbf{M}^2}{\mathbf{q} \cdot \mathbf{\kappa} \mathbf{B} \mathbf{T}} \ (\Theta = 90^\circ).$$
 (8.2.16)

147

Таким образом, при энергии  $E_0$ =60 МэВ излучение в основном сосредоточено в конусе с углом около 0,16°. Любые отклонения электронов от оси пучка приводят к их взаимодействию со стенками электронопровода практически по всей длине прямолинейных участков. Исключение составляет лишь канал транспортировки, где подавляющие потери пучка происходят в коллиматоре (см. точку *К* на рис. 8.2.2).

В качестве первого приближения в модели расчета принимаем следующее.

В режиме инжекции с последующей работой накопителя электронов потери мощности пучка электронов происходят равномерно вдоль орбиты накопителя с удельной мощностью [23]

$$\omega(\eta) = \frac{W_1}{100L_1} \eta = 3.9 \cdot 10^{-6} \eta, \ \frac{\kappa B_T}{M}, \qquad (8.2.2a)$$

а в точке расположения коллиматора (точка К) потеря мощности составит

$$\omega_{K}(\eta) = \frac{W_{1}(100-\eta)}{100} = 6,3 \cdot 10^{-5}(100-\eta), \text{ kBT;}$$
(8.2.26)

в режиме прямого выхода потери мощности пучка электронов происходят равномерно по длине электронопровода с удельной мощностью

$$\omega(\eta_n) = \frac{W_2}{100L_2} \eta_n = 2,1 \cdot 10^{-4} \eta_n, \ \frac{\kappa B_T}{M}, \qquad (8.2.2B)$$

где  $\eta$  и  $\eta_n$  – процент потери первоначальной мощности пучка соответственно в контур накопителя и электронопровод прямого выхода.

Здесь мы учли, что процесс инжекции электронов в накопитель имеет близкий к нулю КПД. Поэтому, если потери в накопителе составляют  $\eta$ , то в точке  $K - (100 - \eta)$  процентов.

Энергетический спектр нейтронного излучения, сопровождающего электромагнитный каскад, можно условно разде-

148

лить на две энергетические группы: нейтроны гигантского резонанса с энергией  $E_{n1} < 25$  МэВ и нейтроны с энергией  $E_{n2} > 25$  МэВ. Угловое распределение нейтронов первой группы изотропно. Чтобы определить степень изотропности нейтронов второй группы, воспользуемся работой [39], в которой приведены сведения различных авторов об угловом распределении нейтронов этой группы в зависимости от энергии электронов. Представляет интерес следующий факт. Отношение выхода нейтронов в интервале углов  $0...30^{\circ}$  к аналогичной величине в интервале углов  $30...60^{\circ}$  составляет значение 1,2 для энергии  $E_0 = 400$  МэВ и 3,8 для энергии  $E_0 = 1$  ГэВ. Таким образом, распределение нейтронов второй группы для рассматриваемого случая ( $E_0 = 60$  МэВ) можно также считать изотропным.

Для оценки дозового эквивалента нейтронного излучения первой энергетической группы используем результаты исследований выхода нейтронов (*n*) из толстой медной мишени при облучении электронами (эл.) для *E*<sub>n1</sub> < 25 МэВ [39]:

$$Y_{n1} = 0.35 \frac{n}{\Gamma \ni B \cdot \Im \pi} = 2.2 \cdot 10^{12} \frac{n}{c \cdot \kappa BT}$$
 (8.2.3a)

откуда получим дозовый эквивалент для нейтронов гигантского резонанса

$$S_{n1} = \frac{Y_{n1} \cdot h_m}{4\pi} \cdot 3600 = 27,7 \frac{3 \mathbf{B} \cdot \mathbf{M}^2}{\mathbf{H} \cdot \mathbf{KBT}}$$

где  $h_m = 4, 4 \cdot 10^{-14} \frac{3B \cdot M^2}{n} - удельная максимальная эквивалентная доза [30].$ 

Поскольку выход нейтронов гигантского резонанса зависит от атомного номера мишени:  $Y_{n1} \approx Z^{0,66}$  [40], поэтому для железа мы получили бы значение

$$S_{nl}(Fe) = 23.8 \frac{3B \cdot M^2}{\Psi \cdot \kappa BT},$$

что весьма близко к рекомендуемой величине [41]

$$\mathbf{S}_{nl}(\mathrm{Fe}) = 24, 7 \frac{3\mathbf{B} \cdot \mathbf{M}^2}{\mathbf{y} \cdot \mathbf{\kappa} \mathbf{B} \mathbf{T}}.$$

Это указывает на правильность наших оценок.

Дозовый эквивалент для нейтронов второй группы возьмем из работы [42] (см. также [43]):

$$S_{n2}(Fe) = 2,7 \cdot 10^{-2} \frac{3B \cdot M^2}{\Psi \cdot \kappa BT}.$$
 (8.2.36)

Следует отметить, что для вычислений были использованы данные исследований выхода нейтронов из медной мишени, а не из железной, так как количество данных по железу ограничено. Поскольку выход нейтронов из меди выше, следовательно, будет выше и коэффициент запаса в результатах расчета защиты.

Сравнивая (8.2.1а) с (8.2.3б), можно утверждать, что вклад нейтронной компоненты в мощность дозы пренебрежимо мал.

Материалом основной (глобальной) защиты является бетон с плотностью  $\rho$ =2,35 г/см<sup>3</sup>, имеющий следующие длины ослабления излучения [23]:

$$\lambda_{\gamma}(\Theta=0^{\circ})=20,8 \text{ cm}; \lambda_{\gamma}(\Theta=90^{\circ})=19,1 \text{ cm}; \lambda_{n1}=17,0 \text{ cm}; \lambda_{n2}=27,7 \text{ cm}.$$

Значения  $\lambda_{\gamma}$  очень близки к табличным данным [29], рассчитанным для ослабления фотонного излучения в бетоне в условиях широкого пучка (с учетом многократного рассеяния) при энергии фотонов  $E_r$  вблизи комптоновского минимума  $E_{com}$ , являющейся средней энергией фотонов в электромагнитном каскаде в меди и железе ( $E_{com} \approx 8$  МэВ).

Таким образом, в качестве второго приближения в модели расчета принимаем, что каждый элемент длины электронопровода накопителя электронов, прямого выхода, а также коллиматор рассматриваются как точечный источник, создающий с внешней стороны защиты толщиной  $\Delta$  мощность дозы P, пропорциональную величине:

$$S_0 e^{-\frac{\Delta}{\lambda_0}}$$
 при  $\Theta = 0^\circ$ , (8.2.4a)

где  $S_0 \equiv S_{\gamma 0}$  (8.2.1а),  $\lambda_0 \equiv \lambda_{\gamma}$  ( $\Theta = 0^\circ$ ); вкладом нейтронной компоненты пренебрегаем:

$$S_0 e^{-\frac{\Delta}{\lambda_{\gamma}}} + S_{n1} e^{-\frac{\Delta}{\lambda_{n1}}} + S_{n2} e^{-\frac{\Delta}{\lambda_{n2}}} \equiv S \cdot e^{-\frac{\Delta}{\lambda}} \quad \text{при } \Theta \neq 0^\circ.$$
(8.2.46)

Здесь мы ввели такие величины, как эффективный дозовый эквивалент S и эффективная длина ослабления нейтронно-фотонного излучения в бетоне  $\lambda$ , что позволило в значительной степени упростить расчеты (например, по сравнению с [44]). В результате вычислений получаем значения этих параметров:

S = 72, 
$$2 \frac{3 \mathbf{B} \cdot \mathbf{M}^2}{\mathbf{y} \cdot \mathbf{K} \mathbf{B} \mathbf{T}}$$
 и  $\lambda$  = 18,7 см при  $\Theta \neq 0^\circ$ ,

которые с погрешностью не более 1% обеспечивают выполнение равенства в (8.2.1б).

#### 8.2.2. Глобальная защита

В этом разделе рассмотрим необходимость увеличения первоначально существующих стен Ст. 1 толщиной  $\delta_1 = 60$  см и Ст. 2 толщиной  $\delta_1 = 155$  см для того, чтобы обеспечить на их поверхности с внешней стороны (в помещениях постоянного пребывания персонала категории А) мощность дозы, не превышающую установленного при проектировании защиты равного  $P_{\partial} = 5,9 \cdot 10^{-6} \, \text{Зв/ч}$  [15]. Исключение значения. пересечения осей точки транспортировки составляют (под углом  $\Theta^{\circ}$ пучка отношению электронного ПО К направлению движения электронов) с поверхностью стен, для которых далее будет рассчитана дополнительная (локальная) защита.

#### 8.2.2.1. Стена 1. Режим инжекции

Локальная защита, расположенная вплотную к точечному источнику в точке К (коллиматор), предназначена ДЛЯ снижения мощности дозы в направлении пучка почти на три порядка. Следовательно, в направлении глобальной защиты (стена 1) фотонное излучение под углом  $\Theta \neq 0^{\circ}$  практически отсутствует, имеет место лишь нейтронное излучение первой энергетической группы с *E*<sub>*n*1</sub> < 25 МэВ (второй энергетической группой можно пренебречь). Очевидно, что с увеличением потерь мощности пучка *η* точка максимальной мощности дозы перемещается от левого края стены 1 вправо (см. рис. 8.2.1) и значениях  $\eta > 7$  находится напротив середины уже при стене 1 параллельных накопителя, глобальной участков защиты (точка А). Для этой точки должно выполняться условие  $P_{\partial} = P(A)$ :

$$D_{a} = 2S\omega(\eta) \left[ \frac{F(\alpha_{1}\Delta_{1})}{R_{1}} + \frac{F(\alpha_{2}\Delta_{1})}{R_{2}} + \frac{F(\alpha_{1}\Delta_{1}) - F(\alpha_{2}\Delta_{1})}{l/2} \right] + S_{n}\omega_{K}(\eta) \frac{e^{-\Delta_{1}}(\lambda_{n}\cos\alpha_{K})}{r_{K_{1}}^{2}}. (8.2.5)$$

Первое слагаемое в (8.2.5) представляет собой вклад в мощность дозы от накопителя, причем первые два слагаемых в квадратных скобках ответственны за участки, параллельные стене 1, третье – за участки, перпендикулярные к ней. Второе слагаемое есть вклад в мощность дозы за счет потерь мощности пучка на коллиматоре. Входящие в (8.2.5) параметры имеют следующие значения:

S=72,2; 
$$S_n$$
=27,7;  $\omega(\eta)$ =3,9·10<sup>-6</sup>;  $P_{\partial}$ =5,9·10<sup>-6</sup>;  $R_1$ =3,37;  $R_2$ =5,77;  
 $l$ =5,74;  $\lambda_n$ =17,0;  $\alpha_{\rm K}$ =35°;  $r_{KI}$ =9,1 ( $r_{KI}$  – расстояние от точки  $K$  до  
точки  $A$ ;  $\alpha_{\rm K}$  – угол между отрезком  $KA$  и нормалью к стене 1);

$$F(\alpha_{1}, \Delta_{1}) = F(40^{\circ}, \Delta_{1}) = 0,614 \cdot e^{-0,05617\Delta_{1}};$$
  
$$F(\alpha_{2}, \Delta_{1}) = F(26^{\circ}, \Delta_{1}) = 0,4407 \cdot e^{-0,05499\Delta_{1}}.$$

Зависимость  $\eta(\Delta_1)$ , представленная на рис. 8.2.4, хорошо (с погрешностью не более 0,7 %) описывается функцией

$$\eta(\Delta_1) = 0,0359 \cdot e^{0,0562\Delta_1} - 12,8 \cdot e^{-0,0156\Delta_1}, \qquad (8.2.6)$$

справедливой в интервале  $82 \le \Delta_1 \le 141$  ( $0 \le \eta \le 100$ ). Однако этой формулой можно пользоваться при  $\Delta_1 > 100$  ( $\eta > 7$ ) (см. выше). На практике с помощью (8.2.6) можно определять допустимые потери мощности пучка в накопителе (или на коллиматоре) при заданной толщине глобальной защиты. На этой же основе можно установить, например, систему, блокирующую повышение тока пучка выше определенных значений (для режима инжекции).

Входящие в (8.2.5) и используемые в дальнейшем табулированные функции – интегральный секанс  $F(\alpha,b) = \int_{0}^{\alpha} e^{-b \cdot \sec \Theta} d\Theta$  – авторами представлен в виде  $F(\alpha,\Delta) \approx m \cdot e^{-n\Delta}$  с погрешностью не более 1,5% в диапазоне изменения  $\Delta$  от 100 до 200.



Рис. 8.2.4. Зависимость толщины глобальной защиты стены 1 ∆<sub>1</sub> от процента потерь мощности пучка в режиме инжекции (а) и прямого выхода (б)

Используемые в расчетах функции имеют следующий вид:

$$F(26^{\circ}, \Delta) = 0,4407 \cdot e^{-0,05499\Delta};$$

$$F(31^{\circ}, \Delta) = 0,5129 \cdot e^{-0,5546\Delta};$$
  

$$F(35^{\circ}, \Delta) = 0,5635 \cdot e^{-0,05581\Delta};$$
  

$$F(40^{\circ}, \Delta) = 0,6146 \cdot e^{-0,05617\Delta};$$
  

$$F(45^{\circ}, \Delta) = 0,6487 \cdot e^{-0,05642\Delta};$$
  

$$F(50^{\circ}, \Delta) = 0,6792 \cdot e^{-0,05666\Delta}.$$

Функциональная зависимость  $\Delta_1(\eta)$  в интервале  $\eta > 7$ ( $\Delta_1 > 100$ ) с погрешностью не более 1,4% выглядит следующим образом:

$$\Delta_1 = 68,9 + 15,7 \cdot \ln \eta \tag{8.2.7}$$

ИЛИ

$$\eta = 1,24 \cdot 10^{-2} \cdot e^{0,0637\Delta_1}.$$
 (8.2.7a)

Эта зависимость и определяет толщину глобальной защиты  $\Delta_1$  стены 1 в зависимости от потерь мощности пучка  $\eta$  в контуре накопителя (или от потерь (100– $\eta$ ) на коллиматоре). Так, при рабочем режиме накопителя  $\eta = 25$ , следовательно, необходимая толщина глобальной защиты составляет  $\Delta_1 = 119$  см, что означает увеличение существующей толщины стены 1  $\delta = 60$  на 59 см. В предельном случае при  $\eta = 100$  требуемая толщина глобальной защиты  $\Delta_1 = 141$  см.

#### 8.2.2.2. Стена 2. Режим инжекции

Исходя из геометрии расположения накопителя и стены 2, а также, учитывая полученные выше результаты, очевидно, что в предельном случае потерь  $\eta = 100$  увеличение существующей толщины стены 2 ( $\delta = 155$ ) не требуется. При малых значениях  $\eta$  (больших потерях на коллиматоре) максимальная мощность дозы достигается на расстоянии  $r_{K2} = KA' = 4,1$ . Из условия допустимой мощности дозы для этой точки

$$P_{\partial} = \frac{5 \cdot \omega_K}{r_{K2}^2} e^{-\Delta_2'/\lambda}$$
(8.2.8)

получаем

$$\Delta_2'(\eta) = 71,5 + \ln(100 - \eta). \tag{8.2.8a}$$

Из этого вытекают следующие результаты.

При потерях мощности в накопителе  $\eta \ge 13$  существующая толщина стены 2 напротив коллиматора является достаточной.

При 100 % потерях мощности на коллиматоре ( $\eta = 0$ ) в окрестности точки *A*' потребуется защита толщиной  $\Delta'_2 = 158 \text{ см}$ , т.е. необходимо увеличить существующую толщину стены ( $\delta = 155$ ) на 3 см.

Таким образом, для режима инжекции при рабочем значении параметра  $\eta = 25$  имеет место необходимость увеличения толщины стены 1 до величины  $\Delta_1 = 119$  см. Существующая толщина стены 2 ( $\delta = 155$ ) является достаточной.

#### 8.2.2.3. Стены 1 и 2. Режим прямого выхода

Точки максимальной мощности дозы находятся на середине ширины  $x_1$  стены 1 (точка *B*) и на противоположной стене 2 (точка *B*' напротив точки *B*). Для этих точек условие  $P_{\partial} = P(B)$  выглядит следующим образом: для стены 1

$$P_{\partial} = \frac{2S\omega(\eta_n)}{r_1} F(\Theta_1, \Delta_1), \qquad (8.2.9)$$

где  $\omega(\eta_n) = 2, 1 \cdot 10^{-4}; r_1 = 8,95; \Theta_1 = arctg \frac{x_1}{2r_1} = 31^\circ;$   $F(\Theta_1, \Delta_1) = F(31, \Delta_1) = 0,5129 \cdot e^{-0,05546\Delta_1};$ для стены 2

$$P_{\partial} = \frac{2S\omega(\eta_n)}{r_2} F(\Theta_2, \Delta_2), \qquad (8.2.10)$$

где 
$$r_2 = x_2 + 0.01\Delta_2 = 1 + 0.01\Delta_2;$$
  $\Theta_2 = arctg \frac{x_1}{2r_2} > 52^\circ;$ 

$$F(\Theta_2, \Delta_2) = F(>52, \Delta_2) = 0,6792 \cdot e^{-0,05666\Delta_2}.$$

В результате получаем необходимые толщины глобальной защиты в зависимости от потерь мощности пучка в режиме прямого выхода:

для стены 1 (эта зависимость приведена на рис. 8.2.4.)

$$\Delta_1(\eta_n) = 102,5 + 18,0 \cdot \ln \eta_n; \tag{8.2.9a}$$

для стены 2

$$\Delta_2(\eta_n) = 129,0+16,6 \ln \eta_n. \tag{8.2.10a}$$

Из анализа (8.2.9а) и (8.2.10а) следует, что глобальная защита, построенная на основе возможных потерь мощности электронного пучка в электронопроводе прямого выхода

- при η<sub>n</sub> ≥ 2,5 обеспечивает рабочий режим инжекции (η = 25, Δ<sub>1</sub> = 119);
- при  $\eta_n > 4,8$  превышает существующую толщину стены 2  $(\Delta_2 > \delta_2 = 155);$
- при  $\eta_n = 8,5$  равна толщине глобальной защиты для предельного случая потерь в контуре накопителя ( $\eta = 100, \Delta_1 = 141$ );
- в предельном случае потерь (η<sub>n</sub> = 0) для стены 1 Δ<sub>1</sub> = 185, для стены 2 Δ<sub>2</sub> = 205.

В конечном итоге становится очевидным, что проблема построения глобальной защиты заключается в выборе такого исходного режима работы ускорительного комплекса (из двух конкурирующих режимов: инжекции и прямого выхода), который обеспечил бы, в первую очередь, необходимую толщину глобальной защиты стены 1. Критерий этого выбора легко получить из условия  $\Delta_1(\eta) = \Delta_1(\eta_n)$ . Из (8.2.7) и (8.2.9a) следует, что равенство выполняется при условии  $\eta^{0,87} = 6,47\eta_n$ . Поэтому критерий выбора режима можно сформулировать следующим образом.

Если проектируемые рабочие потери мощности пучка электронов в электронопроводе накопителя  $\eta$  и в электронопроводе прямого выхода таковы, что выполняются условия:

а)  $\eta^{0,87}$ >6,47 $\eta_n$ , то глобальную защиту стены 1 определяют потери мощности в контуре накопителя. Толщина глобальной защиты находится по соотношению (8.2.7);

б)  $\eta^{0,87} < 6,47\eta_n$ , то глобальную защиту стены 1 определяют потери мощности в электронопроводе прямого выхода. В этом случае толщина защиты определяется из соотношения (8.2.9а).

В данном случае проектные потери в режиме инжекции принимаются равными  $\eta = 25$ , в режиме прямого выхода –  $\eta_n < 1$ . Поэтому глобальная защита стен 1 и 2 рассчитывается в соответствии с (8.2.7) и (8.2.8а).

### 8.2.3. Локальная защита

Локальная защита предназначена для снижения мощности дозы от фотонного излучения, образующегося под углом ( $\Theta = 0^{\circ}$ ) к направлению электронного пучка и падающего в направлении глобальной защиты. Локальная защита тем эффективнее, чем выше атомный номер используемого материала (железо, свинец) и чем ближе она расположена к источнику излучения. В данном случае наличие локальной защиты необходимо в трех местах (см. рис. 8.2.2):

- на коллиматоре, через который проходит электронный пучок канала транспортировки под углом 45° к направлению пучка инжектора;
- вблизи перпендикулярного к стене 1 участка электронопровода контура накопителя (по направлению движения пучка электронов);
- вблизи перпендикулярного к стене 2 участка электронопровода контура накопителя.

Следует отметить, что локальная защита не является эффективной для нейтронного излучения. Поэтому в последующих расчетах предусмотрено наличие нейтронной компоненты излучения (компоненты гигантского резонанса).

# 8.2.3.1. Локальная защита от излучения в направлении стены 1

В соответствии с проектом ускорительного комплекса, оси канала транспортировки и перпендикулярного к стене участка накопителя пересекаются на поверхности стены 1 (см. точку *C* на рис. 8.2.2). Условие  $P_{\partial} = P(C)$  для этой точки дает следующее соотношение в развернутом виде:

$$P_{\partial} = S\omega(\eta) \left[ \frac{F(\beta_{1}, \Delta_{1})}{R_{1}} + \frac{F(\beta_{2}, \Delta_{1})}{R_{2}} + \frac{F(\beta_{1}, \Delta_{1}) - F(\beta_{2}, \Delta_{1})}{l} \right] + S_{n}\omega(\eta) \frac{r}{R_{1} \cdot R_{2}} e^{\frac{\Delta_{1}}{\lambda_{n}}} + S_{n}\omega(\eta) \frac{r}{R_{1}^{2}} e^{\frac{\Delta_{1}}{$$

Первое слагаемое в (8.2.11) – мощность дозы от двух параллельных и перпендикулярного защитным стенам участков накопительного контура. Второе и третье слагаемые – мощность дозы от нейтронного излучения после локальной защиты перпендикулярного стенам участка накопительного контура и коллиматора соответственно, четвертое и пятое слагаемые – то же для фотонного излучения. Входящие в это соотношение константы и параметры имеют следующие значения:

$$P_{\partial} = 5,9 \cdot 10^{-6}; S = 72,2; S_n = 27,7; S_0 = 1,8 \cdot 10^{-4}; \omega(\eta) = 3,9 \cdot 10^{-6}\eta;$$
  

$$\omega_K(\eta) = 6,3 \cdot 10^{-5}(100 - \eta); R_1 = 3,37; R_2 = 5,77; r = 2,4; r_K = 11,0; l = 5,74;$$
  

$$\lambda_m = 17,0; \lambda_0 = 20,8; F(\beta_1, \Delta_1) = F(60, \Delta_1) = 0,6792e^{-0,05666\Delta_1};$$
  

$$F(\beta_2, \Delta_1) = F(45, \Delta_1) = 0,6487e^{-0,05642\Delta_1}.$$

Безразмерные параметры *b* связаны с толщиной локальной защиты  $\delta$  и длиной ослабления фотонного излучения в материале защиты  $\lambda_{\gamma}$  соотношением  $b = \delta/\lambda_{\gamma}$ . После соответствующей подстановки условие (8.2.11) имеет вид:

$$\frac{1,47 \cdot 10^{3} \eta e^{-0,0481\Delta_{1}} e^{-b_{1}} + 1,59 \cdot 10^{3} (100 - \eta) e^{-0,0680\Delta_{1}} e^{-b_{K}}}{1 - 15,2\eta e^{-0,0567\Delta_{1}} - 2,26\eta e^{-0,0588\Delta_{1}} - 2,44(100 - \eta) e^{-0,0832\Delta_{1}}} = 1.$$
(8.2.11a)

Выражение (8.2.11а) определяет функциональную связь толщины локальной защиты на коллиматоре  $b_K$  с локальной защитой на перпендикулярном стене 1 участке контура накопителя  $b_I$ . Необходимо отметить, что уравнение (8.2.11а) носит универсальный характер, поскольку входящие в это соотношение параметры (потери мощности в контуре накопителя  $\eta$  и толщина глобальной защиты стены 1  $\Delta_1$ ) не связаны с выбором критерия расчета глобальной защиты (см. раздел 8.2.2).

Как было показано выше, в качестве критерия расчета глобальной защиты выбран режим инжекции. Используя (8.2.7) и (8.2.7а), можно привести (8.2.11а) к однопараметрическому соотношению:

$$18,9 \cdot e^{0,0211_{1}} \cdot e^{-b_{1}} + (1,65 \cdot 10^{5} \cdot e^{-0,0625\Delta_{1}} - 20,4 \cdot e^{0,0012\Delta_{1}})e^{-b_{\kappa}} = 1,$$
(8.2.12a)

ИЛИ

И

$$81, 4 \cdot \eta^{0,332} \cdot e^{-b_1} + 22, 4(100 - \eta)\eta^{-0,981} \cdot e^{-b_K} = 1$$
(8.2.126)

с погрешностью не более 2,4%. Равенства (8.2.12а) и (8.2.12б) возможны при условии, что толщины  $b_1$  и  $b_2$  принимают значения выше минимальных значений:

$$b > b_{1\min} = 2,94 + 0,0211\Delta_1 = 4,40 + 0,332\ln\eta$$
 (8.2.13a)

$$b_K > b_{\rm 1min} = \ln(1,65 \cdot 10^5 \cdot e^{-0.0625\Delta_1} - 20,4 \cdot e^{-0.0012\Delta_1}) = 3,11 - 0,981\ln(100 - \eta). \quad (8.2.136)$$

Для рабочего режима инжекции, подставив в (8.2.12a) и (8.2.13a)  $\Delta_1 = 119$  или в (8.2.12б) и (8.2.1.3б)  $\eta = 25$ , имеем:

$$234,7 \cdot e^{-b_1} + 71,2 \cdot e^{-b_K} = 1; \ b_1 > 5,46; \ b_K > 4,27.$$
(8.2.14)

График этой зависимости приведен на рис. 8.2.5. Оси абсцисс и ординат имеют шкалу в единицах *b*, а также в значениях толщин материалов локальной защиты (железо и свинец), для которых длины ослабления фотонного излучения с энергией фотонов, равной энергии комптоновского минимума  $E_{\gamma} = E_{com} \approx 8 \text{ МэВ}, \lambda(Fe) = 5,1 \text{ см}, \lambda(Pb) = 2,2 \text{ см} [29].$ 



Рис. 8.2.5. Зависимость толщины локальной защиты на коллиматоре b<sub>к</sub> и накопителе b<sub>1</sub> из железа и свинца для рабочего режима инжекции

Необходимо сделать следующее уточнение. Требование одновременного выполнения условий (8.2.13а) и (8.2.13б) является следствием точка пересечения того, ЧТО осей электронопровода канала транспортировки и перпендикустенам 1 и 2 участка накопительного защитным лярного на поверхности стены 1 контура находится стороны co помещения для персонала (точка С). Такая же ситуация имела бы место, если бы эта точка лежала внутри помещения. В этом случае толщина локальной защиты коллиматора возрастет за счет уменьшения эффективной толщины глобальной защиты ( $\approx 1/\cos \beta_2$ ) при практически неизменном значении  $b_{1 min}$ . При

уменьшении угла наклона канала транспортировки ( $\beta_2$ ) по отношению к направлению прямого выхода точка пересечения *C* переместится внутрь бункера ускорительного комплекса, что приведет к уменьшению  $b_K$  до значений ниже  $b_{K \min}$ , а величина  $b_1$  примет значение, равное  $b_{1 \min}$ .

# 8.2.3.2. Локальная защита от излучения в направлении стены 2

В этом случае мощность дозы в точке C' обусловлена только излучением контура накопителя. Условие  $p(c') = p_{\partial}$ имеет вид:

$$p_{o} = S\omega(\eta) \left[ \frac{F(\Theta_{1}, \delta_{2})}{R_{1}'} + \frac{F(\Theta_{2}, \delta_{2})}{R_{2}'} + \frac{F(\Theta_{1}, \delta_{2} - F(\Theta_{2}, \delta_{2}))}{l} \right] + S_{0}\omega(\eta) \frac{r}{R_{1}' \cdot R_{2}'} e^{\frac{\delta_{2}}{\lambda_{0}} - b_{2}}, \quad (8.2.15)$$
  
The  $P_{o} = 5,9 \cdot 10^{-6}; S = 72,2; S_{0} = 1,8 \cdot 10^{4}; \quad \omega(\eta) = 3,9 \cdot 10^{-6}\eta; r = 2,4;$   
 $l = 5,74; \delta_{2} = 155; \lambda_{0} = 20,8; \Theta_{1} = 45^{\circ}; \Theta_{2} = 35^{\circ}.$   
 $F(\Theta_{1}, \delta_{2}) = F(45, \delta_{2}) = 0,6487 e^{-0,05642 \delta_{2}} = 1,033 \cdot 10^{-4};$   
 $F(\Theta_{1}, \delta_{2}) = F(35, \delta_{2}) = 0,5635 e^{-0,05381 \delta_{2}} = 9,863 \cdot 10^{-5}.$ 

Нетрудно убедиться, что первый член в сумме (8.2.15) на три порядка меньше, чем  $P_{\partial}$ , поэтому им можно пренебречь. Тогда после несложных вычислений получаем:

$$b_2 = \ln \left[ \frac{S_0 \cdot \boldsymbol{\omega}(\boldsymbol{\eta}) \cdot \boldsymbol{r}}{P_{\vartheta} \cdot \boldsymbol{R}_1' \cdot \boldsymbol{R}_2'} e^{-\frac{\delta_2}{\lambda_0}} \right], \qquad (8.2.15a)$$

откуда  $b_2 = \ln \eta - 1,03$ . Таким образом, для рабочего режима, в частности, при  $\eta = 25$ , потребуется локальная защита толщиной  $b_2 = 2,19$ , что означает 11,2 см железа или 4,8 см свинца.

### 8.3. Выводы из раздела 8

8.3.1. Размеры промышленной площадки, занимаемой Национальным научным центром «Харьковский физикотехнический институт», позволяют производить работы по получению <sup>99m</sup> Тс на проектируемом участке в здании №2.

8.3.2. Для решения проблемы построения радиационной защиты персонала категории А от воздействия ионизирующего проектируемого ускорительно-накопительного излучения комплекса «Генератор рентгеновского излучения H-100М» при работе в двух наиболее радиационно опасных режимах (режиме инжекции электронного пучка в накопитель и режиме ускорителя) получены выхода функциональные прямого толщины защиты, которых зависимости В В качестве используются величины потерь параметров мощности электронного пучка в электронопроводе. Результаты работы сводятся к следующему [45-48].

8.3.2.1. Определён критерий выбора режима работы ускорительно-накопительного комплекса как функция потерь мощности пучка. Показано, что глобальная защита в случае штатной работы определяется режимом инжекции электронного пучка в накопительный контур.

8.3.2.2. Определена толщина глобальной защиты как функция потерь мощности для двух режимов работы ускорительно-накопительного комплекса.

8.3.2.3. Получена зависимость между толщинами локальной защиты, в которой роль параметров играют толщины глобальной защиты или потери мощности.

Полученные функции имеют весьма простой вид и вполне пригодны к практическому применению как для расчёта защиты, так и установки, например, различных устройств, блокирующих работу ускорительно-накопительного комплекса в случае превышения установленных штатных потерь мощности.

### Раздел 9. Радиационно-экологические аспекты микрорайона Пятихатки

# 9.1. Радиационный контроль при работах с ураном в открытом виде

Контроль за содержанием урана и бериллия в воздухе рабочих помещений организован в 1961 году в здании №4, где на шести сообщающихся по воздуху производственных участках зала и в изолированных помещениях проводились работы с ураном в объемах и условиях, при которых его концентрация могла превышать установленные допустимые значения [49–51]. Предельно-допустимая концентрация урана в период с 1961 года по настоящее время составляла:

- с 1961 по 1963 г. 1,0·10<sup>-14</sup> Ки/л;
- с 1964 по 1970 г. 7,0·10<sup>-14</sup> Ки/л;
- с 1971 по 1977 г. 1,3·10<sup>-13</sup> Ки/л;
- с 1978 по 1997 г. 5,9·10<sup>-14</sup> Ки/л;

- с 1998 г. по настоящее время – 5,4·10<sup>-15</sup> Ки/л (0,2 Бк/м<sup>3</sup>).

Аналитической формой условия непревышения предела годовой эффективной дозы для персонала категории А, осуществляющего практическую деятельность, связанную с проведением работ с ураном (равно как и с другими радиоактивными веществами в открытом виде), является неравенство [16,49]

$$\frac{E_{ext}}{DL_E} + \frac{C^{inhal}}{PC^{inhal}} \le 1,$$
(9.1.1)

где  $E_{ext}$  – эффективная доза внешнего облучения;  $DL_E$  – лимит эффективной дозы для персонала категории A;  $C^{inhal}$  и  $PC^{inhal}$  – соответственно среднегодовая и допустимая концентрации урана в воздухе рабочих помещений.

Первое слагаемое в неравенстве (9.1.1) характеризует внешнее облучение персонала. Годовая эффективная доза внешнего облучения  $E_{ext}$  может быть получена как прямым

измерением, например, с помощью средств индивидуального дозиметрического контроля, так и расчетным путем. В упомянутой работе [49] консервативно оценена верхняя граница эффективной годовой дозы внешнего облучения E<sub>ext</sub>, подавляющий вклад в которую обусловлен гамма-излучением изотопов <sup>238</sup>U и <sup>235</sup>U, находящихся в равновесии с дочерними <sup>234m</sup>Pa, <sup>234</sup>Th, <sup>234</sup>U продуктами распада: материнского ОТ <sup>238</sup>U и <sup>231</sup>Th от материнского изотопа <sup>235</sup>U. Она изотопа оказалась равной 0,05 бэр.

Второе слагаемое в неравенстве (9.1.1) характеризует уровень внутреннего облучения персонала при ингаляционном пути поступления радионуклидов.

На рис. 9.1.1 показана среднегодовая концентрация урана в воздухе рабочих помещений в целом по ННЦ ХФТИ. Снижение значений концентраций в период после 90-х годов по настоящее время объясняется сокращением работ с использованием урана в открытом виде.



Рис. 9.1.1. Среднегодовая концентрация урана в воздухе рабочих помещений в целом по ННЦ ХФТИ

Эффективную дозу облучения персонала D' за n лет работы с ураном в помещении со среднегодовой

164

концентрацией урана в воздухе рабочей зоны  $C_i$  можно определить следующим образом:

$$D' = n \cdot E_{ext} + DL \sum_{i=1}^{n} C_{i} / PC,$$

где  $E_{ext} = 0,05$  бэр, DL = 5 бэр (до 1997 года), 2 бэр (с 1997 года). Значения DL приведены выше.

В работах [49,50] определены эффективные дозы за счет внешнего и внутреннего облучений в двух помещениях с максимальными значениями концентраций урана в воздухе рабочей зоны. Одним из таких помещений был зал IV-I, в воздухе рабочей зоны которого удельная среднегодовая концентрация урана составляла <sup>4,1·10<sup>-14</sup> Ku</sup>/(л·год), другим – помещение №114 с удельной среднегодовой концентрацией 0,43·10<sup>-14</sup> Ku/(л·год).

Таким образом, за 24 года работ с ураном в помещении зала IV-I персонал мог получить эффективную дозу, за счет внешнего и внутреннего облучения, приблизительно равную

D (зал IV-I) =  $24 \cdot 0.05 + 5 \cdot 4.430 = 1.2 + 22.15 = 23.35$  бэр,

т.е. в среднем 0,97 бэр/год (9,7 мЗв/год). Аналогично для помещения №114 (27 лет):

D (пом. №114) = 27 · 0,05 + (5 · 1,8 + 2 · 1,453) = 1,35 + 12 = 13,35 бэр,

т.е. в среднем 0,49 бэр/год (4,9 мЗв/год).

Максимальную эффективную дозу облучения персонал мог бы получить при условии работы с 1961 по 2005 г. в помещениях с максимальными среднегодовыми концентрациями:

 $D(\max) = 43 \cdot 0.05 + (5 \cdot 14.109 + 2 \cdot 1.772) = 2.15 + 74.08 = 76.24$  Gpp,

т.е. в среднем 1,77 бэр/год (17,7 мЗв/год) при лимите эффективной дозы 20 мЗв/год.

# 9.2. Контроль за очисткой сточных вод, загрязненных ураном

Сточные воды, загрязненные радионуклидами в основном естественного урана, используемого на технологических участках в здании №4, поступают по самотечной канализации (спецканализации) в накопительный резервуар (РАС) станции дезактивации, размещенный в здании №57-а, и далее на очистные устройства, размещенные в здании №57. Характеристика радиоактивных отходов, хранящихся на станции дезактивации по состоянию на 2006 год, представлена в табл. 9.2.1.

Таблица 9.2.1

## Характеристика радиоактивных отходов, хранящихся на станции дезактивации сточных вод по состоянию на 2005 год

Класс	Группа, Основные		Суммарная		
Класс	категория	радионуклиды	активность	ООБСМ	
Долгоживущие,	2-я группа,			Около	
слабоактивная	низкая	$^{238}U,  ^{235}U$	1,3 МБк	$0.280 \text{m}^3$	
суспензия	активность			0,∠00 M	

Дезактивация радиоактивных отходов (очистка сточных вод от радионуклидов) проводится методом химического обессоливания воды на ионообменных смолах с предварительной химико-механической очисткой. Шлам, образующийся в результате очистки и представляющий собой суспензию, состоящую из твердой и жидкой фаз, по классификации, введенной Основными санитарными правилами обеспечения радиационной безопасности Украины [15], относится к низкоактивным жидким радиоактивным отходам, так как удельная активность а-радионуклидов (по U-238) в настоящий момент составляет 2...11 кБк/кг. Объемная удельная  $\alpha$ -радиактивность сточных вод, сбрасываемых после дезактивации, не должна превышать значения допустимой концентрации урана-238 в питьевой воде, т.е. значения  $PC_B^{ingest}$ , установленного НРБУ-97 для питьевой воды (ранее – значения  $\mathcal{Д}K_{\mathcal{Б}}$ , установленного НРБ-76/87). При несоблюдении нормативов вода направляется на повторную очистку. В табл. 9.2.2 приведены результаты контроля содержания α-активных радионуклидов (по U-238) в сточных водах до и после очистки, а также эффективности работы станции дезактивации за период с 1991 по 2011 год.

#### Таблица 9.2.2

#### Результаты контроля качества сточных вод спецканализации и эффективности работы установки дезактивации за 1991-2011 гг.

Год	$\mathcal{I}K_{\mathcal{F}}$ или $PC_{\mathcal{B}}^{ingest}$ , Бк/м $^3$	Среднегодова α-радиоактивност Бк/м	Средняя степень очистки, %	
1991	21830	162563	96	99.8
1992	21830	27852	111	94.9
1993	21830	14667	104	98,6
1994	21830	3777	0	100
1995	21830	23741	196	95,7
1996	21830	34963	4037	91,3
1997	10000	14104	1844	87,8
1998	10000	26937	504	97,3
1999	10000	60613	1685	83,7
2000	10000	100960	1050	97,7
2001	10000	4260	380	77,3
2002	10000	473	126	73,2
2003	10000	729	262	68,9
2004	10000	876	253	68,7
2005	10000	653	306	60,8
2006	10000	631	200	72,4
2007	10000	602	243	62,0
2008	10000	447	200	60,0
2009	10000	900	580	46,0
2010	10000	912	608	58,5
2011	10000	845	413	55,9

Анализ приведенных среднегодовых величин свидетельствует, во-первых, о достаточно высокой степени очистки (60,8...99,85%), во-вторых, о значительном снижении в последние годы объемной удельной активности сточных вод, поступающих на очистку (рис. 9.2.1), что, в свою очередь, является следствием сокращения работ с ураном. При этом разовый характер выполняемых работ отражается в максимальных значениях удельной активности. Например, средняя концентрация α-активных радионуклидов в воде, поступившей на очистку в 2001 году, составила 4260 Бк/м<sup>3</sup>, а максимальная концентрация – 11900 Бк/м<sup>3</sup>, из чего можно констатировать, что направление сточных вод на очистку является целесообразным.



дезактивации (см. также с. 143)



Большое значение для нормальной эксплуатации станции дезактивации сточных вод спецканализации имеют правильные решения вопросов вентиляции, дозиметрического контроля, службы контрольно-измерительных приборов и автоматики. Важным средством предотвращения воздействия радиоактивных аэрозолей на персонал станции и окружающую среду являются вентиляционные системы В-3 и В-5, обслуживающие химические шкафы, приямок сбора и емкости обработки сточных вод, и предназначенные для выброса воздуха в окружающую среду через специальную вентиляционную трубу с предварительной очисткой его от радиоактивных аэрозолей путем осаждения на фильтры типа Д-19КЛ с тканью Петрянова. В соответствии с «Разрешением на выброс загрязняющих веществ в атмосферный воздух стационарными источниками» величина допустимого выброса α-активных аэрозолей (по U-238) составляет 0,0269 Бк/с (10086,42 Бк/год). Контроль эффективности работы пыле-газоочистного оборудования и контроль над соблюдением нормативов выбросов α-активных радионуклидов проводится при помощи приборов дискретного типа, основанных на принципе отбора проб на фильтры ФПП-15 с последующей их обработкой. По многолетним результатам систематического контроля можно сделать вывод, что аэрозольные фильтры, установленные в вентиляционных вытяжных

системах, являются высокоэффективными, так как степень очистки выбрасываемого в атмосферу воздуха достигает 100%.

На рис. 9.2.2 приведен энергетический спектр γ-излучающих радионуклидов, содержащихся в шламе канализационных стоков, поступающих на очистку. Измерения выполнены с помощью γ-спектрометра СЭГ-50(П) на базе полупроводникового германий-литиевого диффузионно-дрейфового детектора ДГДК-60В, окруженного 5 см свинцовой защитой и слоем меди 0,1 мм для уменьшения естественного γ-фона. В спектрометре применен одноплатный анализатор SBS-75 и программы набора и анализа спектров фирмы «Грин Стар», г. Москва.

Шлам педварительно высушивался и помещался в сосуд «Дента» емкостью 120 см<sup>3</sup>. Измерение гамма-спектра образца выполнено с экспозицией 24 ч.

В полученном спектре обнаружены гамма-линии, соответствующие <sup>238</sup>U и <sup>235</sup>U, а также рядам естественных полученном обнаружены радионуклидов, уран-радиевого (<sup>238</sup>U — <sup>226</sup>Ra) и ториевого (<sup>232</sup>Th), радионуклида  ${}^{40}$ K также естественного a И  $^{137}$ Cs. Активность вычислялась техногенного ПО активности <sup>228</sup>Ac, исходя из предположения их радиоактивного равновесия (цепочка распада <sup>232</sup>Th $\rightarrow$ <sup>228</sup>Ra $\rightarrow$ <sup>228</sup>Ac). Активность <sup>226</sup>Ra – по активности изотопов <sup>214</sup>Pb и <sup>214</sup>Bi (цепочка распада <sup>232</sup>  $^{226}$ Ra $\rightarrow$  $^{222}$ Rn $\rightarrow$  $^{218}$ Po $\rightarrow$  $^{214}$ Pb $\rightarrow$  $^{214}$ Bi).



*Рис.* 9.2.2. Спектр гамма-излучающих радионуклидов, содержащихся в шламе канализационных стоков

Содержание урана в образце носит техногенный характер, степень обогащения (9,1±1)%.

Активность радионуклидов, обнаруженных в шламе, приведена в табл. 9.2.3.

Таблица 9.2.3

Раионуклид	<sup>235</sup> U	<sup>238</sup> U	<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K	$^{137}$ Cs
Удельн. активн., Бк/кг	2630	4010	12	64	110	28

### Активность радионуклидов, обнаруженных в шламе

# 9.3. Содержание альфа-активных радионуклидов в атмосферном воздухе, атмосферных выпадениях и осадках

Отбор проб атмосферного воздуха на содержание урана и альфа-активных радионуклидов (по U-238) других производился на трех постах экологического наблюдения, расположенных в преимущественных направлениях ветра от выбросов, расположенных <u>№</u>4 источников В здании (одновременно на двух постах). Посты №1 и 3 находятся на территории ННЦ ХФТИ соответственно в северном и южном направлениях от источников в месте максимально возможных концентраций урана при его рассеянии в случае слабого ветра. Пост №2 расположен за пределами территории примерно в южном направлении от источников выбросов. Он позволяет оценить концентрации урана в случае более сильного ветра.

Отбор проб производился путем прокачки атмосферного воздуха через фильтры на основе ткани Петрянова. Анализ фильтров осуществлялся радиометрическим методом по альфаизлучению.



Рис. 9.3.1. Максимальная в году среднесуточная концентрация альфа-активных радионуклидов в атмосферном воздухе



Рис. 9.3.2. Среднегодовая концентрация альфа-активных радионуклидов в атмосферном воздухе

На рис. 9.3.1 и 9.3.2 показаны максимальные в году и среднегодовые концентрации альфа-активных радионуклидов (по U-238) в атмосферном воздухе, определенные по результатам радиометрического анализа проб, отобранных на постах наблюдения №1, 2 и 3. Разброс концентраций связан с различными факторами, в том числе с преимущественным направлением ветра в то или иное время года.



Рис. 9.3.3. Максимальные и среднегодовые значения атмосферных выпадений альфа-активных радионуклидов



Рис. 9.3.4. Максимальные и среднегодовые концентрации альфа-активных радионуклидов в атмосферных осадках

Учитывая, что допустимая концентрация U-238 в атмосферном воздухе для лиц категории В (население) составляет 3.10<sup>-3</sup> Бк/м<sup>3</sup>, можно считать, что ситуация с альфарадиоактивностью атмосферного воздуха в микрорайоне Пятихатки вполне благополучная.

На рис. 9.3.3 показаны максимальные и среднегодовые значения атмосферных выпадений α-активных радионуклидов. Отбор проб осуществлялся на посту наблюдения №1 на планшеты с последующим их озолением и измерением альфаактивности радиометрическим методом. На рис. 9.3.4 показаны максимальные и среднегодовые значения концентраций альфаактивных радионуклидов в атмосферных осадках.

Сбор осадков осуществлялся также на посту наблюдения осадки выпаривались на подложке затем №1, И радиометрировались по альфа-излучению. На рис. 9.3.4 видно, что среднегодовые концентрации осадков лежат в пределах 130...910 Бк/м<sup>3</sup>, максимальные значения достигали 1520 Бк/м<sup>3</sup>. Учитывая, что допустимая концентрация урана в питьевой воде составляет 10<sup>4</sup> Бк/м<sup>3</sup>, можно считать ситуацию с осадками благополучной. Атмосферные вполне также выпадения радиационной безопасности Украины Нормами не регламентируются, однако с уверенностью можно полагать, что уровни альфа-радиоактивных выпадений, лежащие в пределах 1...13 Бк/м<sup>2</sup>, являются незначительными.

# 9.4. Содержание урана и других радионуклидов в почвенном покрове микрорайона Пятихатки

С целью оценки влияния деятельности ННЦ ХФТИ на окружающую среду было определено содержание радионуклидов <sup>137</sup>Cs, <sup>40</sup>K, <sup>232</sup>Th, <sup>226</sup>Ra, <sup>238</sup>U в почвенном покрове микрорайона Пятихатки. Пробы почвы были отобраны в 30 местах, расположенных примерно с равной плотностью в жилом массиве на непаханых участках земли. Отбор в каждом месте производился цилиндрическим пробоотборником до глубины 5 см в трех точках, расположенных в вершинах треугольника со стороной 5...10 м.

Перед измерением образцы, отобранные в трех точках, смешивались, измельчались и просушивались. Измерение содержания гамма-активных нуклидов в пробах грунта

методике [52] на гамма-спектрометре, производилось ПО основе германиевого дифузионноизготовленном на дрейфового Ge(Li)-детектора типа ДГДК-50В, находящегося в толщиной предусилителя, свинцовой защите 5 см, спектрометрического усилителя, многоканального анализатора типа АИ-1024-95, персонального компьютера. Разрешение гамма-спектрометра на основе Ge(Li)-детектора по линии 1333 кэВ – 3,4 кэВ. Граница относительной ошибки измерения для объемной геометрии при доверительной вероятности 0,95 ±22%. Обработка аппаратурных спектров составляет производилась по программе BaltiSpectr.

Отобранные и подготовленные пробы помещались в стандартные сосуды Маринелли емкостью 1 дм<sup>3</sup>, в которых выдерживались три недели для достижения радиоактивного равновесия <sup>226</sup>Ra с его короткоживущими дочерними продуктами распада. Калибровка по энергии и эффективности проводилась при помощи образцовых спектрометрических гамма-источников (ОСГИ) и аттестованных объемных мер активности специального назначения изотопов <sup>137</sup>Cs, <sup>40</sup>K, <sup>152</sup>Eu, <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th естественного урана.

В гамма-спектрах отобранных и приготовленных проб были обнаружены естественные радионуклиды  $^{40}$ K и гаммаактивные элементы семейств  $^{232}$ Th и  $^{238}$ U, а также техногенный радионуклид  $^{137}$ Cs. В качестве примера на рис. 9.4.1 представлен аппаратурный спектр одной из проб.

Активность <sup>232</sup>Th вычислялась по активности <sup>228</sup>Ac, исходя из предположения их радиоактивного равновесия (цепочка распада <sup>232</sup>Th $\rightarrow$ <sup>228</sup>Ra $\rightarrow$ <sup>228</sup>Ac). Активность <sup>226</sup>Ra вычислялась по активности изотопов <sup>214</sup>Pb и <sup>214</sup>Bi (цепочка распада <sup>226</sup>Ra $\rightarrow$ <sup>222</sup>Ra $\rightarrow$ <sup>214</sup>Pb $\rightarrow$ <sup>214</sup>Bi), активность <sup>238</sup>U оценивалась по гамма-линиям изотопов <sup>234</sup>Th – 93 кэB (с учетом мещающего влияния близкой по энергии гамма-линии изотопа <sup>228</sup>Ac) и <sup>234m</sup>Pa – 1001 кэB (цепочка распада <sup>238</sup>U $\rightarrow$ <sup>234</sup>Th $\rightarrow$ <sup>234m</sup>Pa).



Рис. 9.4.1. Гамма-спектр приготовленной пробы почвы

Измерение объемной альфа-активности проб производилось с помощью низкофоновой установки в составе: блока детектирования БДСА, детектором в котором является сцинтилляционный экран из сернистого цинка, активированного серебром диаметром 80 мм, а приемником – фотоэлектронный умножитель ФЭУ 52. Проба для измерения альфа-активности представляла собой навеску 60 мг, взятую из отобранной пробы почвы, растертую и нанесенную тонким слоем на подложку площадью 50 см<sup>2</sup>, закрепленную 1%-м спиртовым раствором клея БФ-2 и высушенную под инфракрасной лампой. Приготовленные таким образом пробы выдерживались три недели для достижения радиоактивного равновесия <sup>226</sup>Ra с его короткоживущими дочерними продуктами распада.

Активность пробы определялась методом сравнения с образцовым источником альфа-излучения из естественного урана. Минимально определяемая активность с погрешностью ±30% при доверительной вероятности 0,95 составила 70 Бк/кг. Время измерения каждой пробы составляло не менее 6 ч.

Результаты измерений удельной активности обнаруженных радиоактивных изотопов представлены в табл. 9.4.1, где  $C_{cp}$  – средняя удельная активность;  $C_{cp}(un)$  – средняя удельная активность черноземных почв по данным работы [53].

### Таблица 9.4.1

	Удельная активность				Общая α-активность		
Номер	радионуклидов в пробах С <sub>уд</sub> , Бк/кг			в пробах С <sub>об</sub> , Бк/кг			
пробы	<sup>137</sup> Cs	$^{40}$ K	<sup>232</sup> Th	$^{226}\mathbf{R}a$	238 <sub>I I</sub>	Распетная	Измерен-
	0.5	К	111	IXa	U	Тасчетная	ная
1	2	3	4	5	6	7	8
1	14	530	44	26	<50	470	-
2	18	510	33	28	<50	420	-
3	7	470	28	25	<50	370	-
4	4,6	440	31	23	<50	370	-
5	4,6	490	31	27	<50	400	450
6	23	470	32	24	<50	380	-
7	27	410	27	23	<50	350	-
8	23	450	30	26	<50	390	320
9	3,0	430	31	24	<50	380	-
10	16	550	31	28	<50	410	-
11	28	480	30	27	<50	400	-
12	29	470	33	25	<50	400	330
13	18	510	29	28	<50	400	400
14	18	410	26	23	<50	340	-
15	19	520	35	24	<50	400	-
16	22	450	31	26	<50	390	270
17	33	530	32	27	<50	410	480
18	6,6	450	29	28	<50	400	320
19	13	410	32	21	<50	360	-
20	37	390	25	22	<50	330	300
21	16	340	28	22	<50	340	<270
22	51	430	30	23	<50	360	330
23	40	390	30	23	<50	360	-
24	20	460	26	23	<50	340	400
25	23	420	26	23	<50	340	-
26	16	360	27	38	<50	470	_
27	35	350	25	19	<50	300	-
28	31	510	29	24	<50	370	-
29	32	380	27	19	<50	310	-
30	30	490	26	24	<50	350	-
C <sub>cn</sub>	22,0	450	29,8	24,8	<50	377	-
С <sub>ср</sub> (чп)	-	410	36	22	22	-	-

### Результаты измерения активности радионуклидов в пробах

На рис. 9.4.2 представлены графики, иллюстрирующие данные таблицы. Пунктирными линиями обозначены средние значения удельной активности радионуклидов исследуемых нуклидов по 30-ти пробам, а штриховой линией – средние значения удельной активности естественных нуклидов в черноземной почве [53].



Рис. 9.4.2. Удельная активность радионуклидов в пробах грунта

Удельная активность радиоизотопа <sup>137</sup>Cs в исследуемых 30 пробах имеет разброс значений от 4,6 до 51 Бк/кг при средней величине 22 Бк/кг, что соответствует [54] загрязнению от 0,035 до 0,38 Бк/см<sup>2</sup> при среднем значении 0,165 Бк/см<sup>2</sup>, что близко к средним значениям загрязнения до аварии на ЧАЭС. Загрязнение цезием-137 является следствием глобальных выпадений после ядерных испытаний и аварии на ЧАЭС в апреле 1986 года.

В работе [54] приводятся данные относительно загрязнения цезием-137 почвенного покрова, образцы которого были отобраны на окраинах г. Харькова летом и осенью 1991 года (ННЦ ХФТИ находится на северной окраине города). Величина загрязненности почвы составляла в то время 92...156 Бк/кг. Заметное снижение загрязнения почвы объясняется не только распадом радионуклида (за прошедшие 10 лет активность его снизилась на 20%), но и другими факторами, например, естественной миграцией радиоактивных осадков в глубь почвы.

Удельная активность естественного радиоизотопа <sup>40</sup>К в отобранных пробах лежит в диапазоне 340...530 Бк/кг при среднем значении 450 Бк/кг, что близко к средним значениям удельной активности <sup>40</sup>К для черноземов – 410 Бк/кг [53].

Удельная активность радиоизотопа <sup>232</sup>Th в отобранных пробах лежит в диапазоне 25...44 Бк/кг при среднем значении 29,8 Бк/кг. Среднее значение удельной активности <sup>232</sup>Th для черноземов – 36 Бк/кг [53].

Удельная активность радиоизотопа <sup>226</sup>Ra лежит в диапазоне 19...38 Бк/кг при среднем значении 24,8 Бк/кг. Полагая, что природный <sup>226</sup>Ra находится в радиоактивном равновесии с родоначальником его радиоактивного ряда – <sup>238</sup>U, можно считать среднюю удельную активность <sup>226</sup>Ra для черноземов равной удельной активности <sup>238</sup>U для той же почвы. Эта величина по данным той же работы [53] равна 22 Бк/кг. Удельная активность <sup>238</sup>U, оцененная по гамма-линиям короткоживущих дочерних изотопов <sup>234</sup>Th и <sup>234m</sup>Pa, не превышает 50 Бк/кг ± 30% при доверительной вероятности 0,95.

В столбце 7 табл. 9.4.1 приведены расчетные значения общей альфа-активности проб от альфа-активных изотопов

радиоактивных семейств  $^{238}$ U и  $^{232}$ Th. Вклад альфа-активных изотопов семейства  $^{235}$ U незначителен, так как в естественной смеси изотопов урана на 1 распад  $^{238}$ U приходится 0,046 распада  $^{235}$ U.

При расчете общей альфа-активности предполагалось, что все элементы в естественных радиоактивных семействах в пробах грунта находятся в радиоактивном равновесии. В столбце 8 табл. 9.4.1 приведены измеренные значения общей альфа-активности для некоторых проб. Расчетные и измеренные величины удовлетворительно согласуются между собой.

Проведенные исследования показали, что содержание природных радиоактивных элементов <sup>40</sup>К, семейств урана и тория близко к средним значениям для черноземных почв. Содержание <sup>137</sup>Cs в пробах, обусловленное глобальными выпадениями после испытаний ядерного оружия и аварией на ЧАЭС, в настоящее время соответствует его содержанию в почве на исследуемой территории до Чернобыльской аварии.

Таким образом, можно уверенно полагать [55], что деятельность Института не оказывает сколько-нибудь заметного влияния на содержание исследованных элементов в почве микрорайона Пятихатки.

# 9.5. Расчет рассеивания урана в приземном слое атмосферы

Расчет рассеивания в атмосфере загрязняющих веществ, присутствующих в выбросах ННЦ ХФТИ, выполнен по программе ЭОЛ-ПЛЮС, реализующей расчетные зависимости ОНД-86 [56].

В задание расчета входили: описание метеорологических условий, источников выбросов вредных веществ, характеристика состава выбросов, описание вредных веществ, описание групп суммаций. На рис. 9.5.1 показана картограмма рассеивания с нанесением изолиний распределения концентраций урана в приземном слое атмосферы вокруг территории промплощадки ННЦ ХФТИ. Концентрации лежат в пределах 0,08...0,02 ПДК.



Рис. 9.5.1. Изолинии распределения концентраций урана в приземном слое атмосферы вокруг территории промплощадки ННЦ ХФТИ. Концентрации лежат в пределах 0,08...0,02 ПДК

# 9.6. Радиационный гамма-фон в микрорайоне Пятихатки

Измерения уровней радиационного гамма-фона на территории Пятихатки проводятся жилого массива еженедельно на высоте примерно 1 м от поверхности грунта с предназначенного **ДБГ-01Н**, дозиметра помощью ДЛЯ эквивалентной измерения мощности фотонного дозы естественного OT значений фона, излучения, начиная В 0,05...3 МэВ. Чувствительность энергий диапазоне В указанном диапазоне энергий изменяется не более ±25% относительно гамма-линии радионуклида цезий-137.

На рис. 9.6.1 в виде гистограммы показаны среднемесячные значения уровней радиационного фона за последние несколько лет с указанием отдельного промежутка времени с 1985 по 1987 год. Видно, что радиационный фон незначительно колеблется около значений 0,11...0,12 мкЗв/ч, которые можно считать естественным радиационным фоном для данной местности.


#### Пятихатки

В конце апреля 1986 года, после сообщений об аварии на ЧАЭС, измерения радиационного фона стали осуществляться ежедневно. На рис. 9.6.1 видно, что среднемесячные значения мощности эквивалентной дозы достигали 0,45 мкЗв/ч (май 1886 г.) и лишь к сентябрю–октябрю вернулись к естественным значениям. Дополнительная дозовая нагрузка на жителей микрорайона Пятихатки за счет фотонного облучения Чернобыльского происхождения составила около 0,6 мЗв.

Подробное исследование радиационной обстановки в мае-июне 1986 года показало (см. следующий раздел), что в первых числах мая наблюдалось увеличение альфа- и бетаактивности в атмосферных выпадениях, а также объемной [57]. воздухе альфа-И бета-активности В обнаружено повышенное (над фоновым значением) содержание таких радионуклидов, как теллур-132, йод-131, рутений-103, цезий-134, цезий-136 и цезий-137. Впоследствии [54,58] цезий-137 в надфоновых количествах (до 1 Ки/км<sup>2</sup>) обнаружен в почвенном покрове на территории г. Харькова и Харьковской области.

### 9.7. Радиационная обстановка в микрорайоне Пятихатки во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС

Существовавшая задолго до Чернобыльской аварии система радиационного контроля в ННЦ ХФТИ позволила организовать систематические измерения оперативно не только радиационного гамма-фона, но и (что особенно важно) содержания альфа- и бета-активных аэрозолей в атмосферном воздухе и атмосферных выпадениях, а также концентрации дозообразующих радионуклидов воздухе основных В микрорайона Пятихатки во время активной фазы аварии (конец апреля и май 1986 года) и проследить изменения радиационной обстановки в июне и июле того же года [57].

Радиационный гамма-фон измерялся c помощью поискового радиометра «Спутник», предназначенного для измерений экспозиционной дозы 5...3000 мкР/ч. В качестве детекторов в нем используются 5 галогенных самогасящихся Корпус счетчиков изготовлен счетчиков CTC-5. ИЗ нержавеющей стали с толщиной стенок 45 мг/см<sup>2</sup>, поэтому нижний порог энергий регистрируемых фотонов составляет 50 кэВ. Кроме того, прибор имеет значительный «ход с жесткостью» – зависимость показаний от энергии (заниженные значения в низкоэнергетичной области). Тем не менее, систематические измерения с помощью такого радиометра позволяют оценить изменения радиационного фона.

Альфа-активность атмосферного воздуха и атмосферных выпадениий измерялась при помощи сцинтилляционного блока детектирования БДСА с детектором из сернистого цинка, активированного серебром; спектральный состав и бета-активных аэрозолей – концентрация помощи при спектрометра сцинтилляционного блока базе на детектирования БДБСЗ-1ем, имеющего детектор из антрацена. Спектральный состав гамма-активных радионуклидов и их исследовались концентрации воздухе при В помощи спектрометра на базе полупроводникового диффузионного германий-литиевого детектора ДГДК-50А-1.

183

### 9.7.1. Техногенно усиленный радиационный гаммафон в период с апреля по июнь 1986 г.

На рис. 9.7.1 показано изменение мощности экспозиционной дозы в воздухе микрорайона Пятихатки, измеренной на расстоянии 1 м от поверхности грунта во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС в период с апреля по июнь 1986 года. Из приведенных данных следует, что мощность экспозиционной дозы в течение апреля находилась в пределах 13...15 мкР/ч. Эти значения близки к естественному уровню радиационного фона на территории жилого массива Пятихатки Чернобыльской аварии. Уже 1 мая зарегистрирована до мощность дозы, достигающая 50 мкР/ч, что в 3,3...3,8 раза превышает естественное значение. В период со 2 по 8 мая мощность дозы колебалась в пределах 35...50 мкР/ч, а 10 мая достигла максимального значения, составляющего около 80 мкР/ч, что в 5,3...6,2 раза выше естественного значения. 11-12 мая мощность дозы в воздухе колебалась в пределах 35...40 мкР/ч, 13-15 мая – в пределах 30...35 мкР/ч. С 16 мая до конца июня значение радиационного фона составляло около 25...30 мкР/ч с периодическими снижениями до стационарных величин. Естественных значений радиационный фон достиг лишь в сентябре 1986 года (см. рис. 9.6.1).



Рис. 9.7.1. Изменение мощности эквивалентной дозы в воздухе микрорайона Пятихатки на расстоянии 1 м от поверхности грунта во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС

Таким образом, экспозиционная доза в воздухе микрорайона Пятихатки за период с мая по август 1986 года превысила естественное значение примерно на 25 мР, в том числе за май 1986 года – примерно на 15 мР.

# 9.7.2. Альфа-активность атмосферного воздуха, атмосферных выпадений и осадков

Изменения альфа-активности объемной воздухе В микрорайона Пятихатки в период с апреля по июнь 1986 года показаны на рис. 9.7.2. Среднемесячное значение объемной долгоживущих радионуклидов, измеренное активности В апреле 1986 года, составляло примерно 0,16 мБк/м<sup>3</sup>. Колебания обусловлены, OCHOBHOM, концентраций В неравномерным поступлением радиоактивных атомов в воздух из почвы в результате ее обработки и образования пыли. Основным изотопом, определяющим естественную альфа-активность в воздухе, является <sup>222</sup>Rn. Из продуктов его распада, входящих в аэрозольную компоненту воздуха, наиболее важен <sup>210</sup>Ро.



Рис. 9.7.2. Изменения объемной альфа-активности в воздухе микрорайона Пятихатки в период активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС

Объемная активность <sup>210</sup>Ро в воздухе по данным работы [53] составляет 0,12 мБк/м<sup>3</sup>, что удовлетворительно согласуется с данными, измеренными в течение апреля 1986 года. В первых числах мая зарегистрировано повышенное содержание атмосферном альфа-активных радионуклидов В воздухе. Значительное увеличение активности (от двух до четырех раз по сравнению со среднемесячным значением предшествующего месяца) наблюдалось 1, 11 и 22 мая, достигнув максимального значения (0,67 мБк/м<sup>3</sup>) 11 мая. Уже к концу мая концентрация альфа-активности в воздухе опустилась ДО уровня среднемесячного естественного значения.

На рис. 9.7.3 показано изменение алфа-активности в атмосферных выпадениях, отобранных на горизонтальный планшет. Наиболее высокие значения активности наблюдались в период измерений с 26 апреля по 5 мая, достигнув 0,8 Бк/м<sup>2</sup> в сутки, что в 20 раз выше среднемесячной активности выпадений в апреле, равной 0,04 Бк/м<sup>2</sup> в сутки.

В тот же период (с 26 апреля по 5 мая) альфа-активновсть атмосферных осадков также в несколько раз превышала доаварийный уровень.



Рис. 9.7.3. Альфа-активность атмосферных выпадений в микрорайоне Пятихатки в период с апреля по июнь 1986 года

#### 9.7.3. Бета-активность и спектральный состав атмосферного воздуха и атмосферных выпадений

Изменение суммарной (объемной) бета-активности в атмосферном воздухе микрорайона Пятихатки в период с апреля по июнь 1986 года показано на рис. 9.7.4.

В течение апреля среднемесячная бета-активность воздуха составляла около 4 мБк/м<sup>3</sup>. Из рисунка следует, что в апреля по 1 мая 1986 года наблюдалось период 30 С значительное (примерно в 10<sup>4</sup> раз) увеличение бета-активности фазе атмосферного воздуха, аэрозольной вызванное В поступлением в атмосферу продуктов деления в результате аварии на Чернобыльской АЭС. Содержание бета-активности в воздухе 1 мая составило 36 Бк/м<sup>3</sup>. Менее значительные концентрации, существенно превышающие но все же естественные значения, зарегистрированы также 10 и 13 мая.



Рис. 9.7.4. Содержание бета-активности в атмосферном воздухе микрорайона Пятихатки в период с апреля по июнь 1986 года

Из приведенных на рис. 9.7.4 данных следует, что содержание бета-активных элементов в аэрозольной фазе

атмосферного воздуха значительно возросло 1 мая и лишь в конце июня упало до естественных значений. Полученные результаты удовлетворительно согласуются с измеренными данными бета-активности атмосферных выпадений и осадков.

На рис. 9.7.5 приведены данные по содержанию бетаактивных элементов в атмосферных выпадениях, полученные в тот же период с апреля по июнь 1986 года.



Рис. 9.7.5. Содержание бета-активности в атмосферных выпадениях микрорайона Пятихатки в период с апреля по июнь 1986 года

Видно, что в апреле (до аварии на ЧАЭС) суммарная бетаактивность атмосферных выпадений составляла 1,0 Бк/м<sup>3</sup> в сутки. Это значение, кстати, совпадает с величиной бетаактивных элементов в выпадениях в г. Москве в 1980 году (1,25 Бк/м<sup>3</sup> в сутки) [53]. Совпадение результатов для достаточно удаленных друг от друга городов свидетельствует о том, что причины, приводящие к выпадениям бета-активных аэрозолей, носили глобальный характер.

Максимальные значения бета-активности атмосферных выпадений (см. рис. 9.7.5) наблюдались в период с 26 апреля по 5 мая.

Ориентировочный спектральный состав бета-активных В аэрозолей и ИХ содержание воздухе В процентах относительно суммарной бета-активности приведен В табл. 9.7.1. Графики Кюри измеренных спектров с помощью метода наименьших квадратов аппроксимировались прямыми линиями, начиная с максимальных энергий. Аппроксимация бета-спектров позволила определить группы радионуклидов по энергии бета-частиц. Вклады составляющих граничной радионуклидов внутри отдельных групп разделены с учетом периодов полураспада.

Во второй и третьей колонках указаны измеренные значения максимальных энергий в бета-спектрах ( $E_m$ ) и примерный вклад каждой группы в суммарную бета-активность ( $\delta$ ). Для сравнения приведены табличные значения максимальных энергий в бета-спектрах ( $E_{madda}$ ) и периоды полураспада ( $T_{1/2}$ ).

Таблица 9.7.1

#### Спектральный состав бета-активных радионуклидов в аэрозольной составляющей атмосферного воздуха микрорайона Пятихатки во время активной фазы аварии на ЧАЭС

δ, %	Е <sub>т</sub> , МэВ	Е <sub>табл</sub> , МэВ	T <sub>1/2</sub>	Радионуклид
1. 0,55	5	0,581	32,5 сут	<sup>141</sup> Ce
	19	0,4	368 сут	<sup>106</sup> Ru
		0,315	284 сут	$^{144}$ Ce
		0,546	28,8 года	<sup>90</sup> Sr
2. 0,8	34	0,723	39,4 сут	<sup>103</sup> Ru
3. 1,7	20	1,386	33 ч	<sup>143</sup> Ce
	14	1,489	50 сут	<sup>89</sup> Sr
4. 2,3	2	2,28	64,1 ч	<sup>90</sup> Y
5. 3,2	8	3,54	367 сут	$^{106}$ Ru - $^{106}$ Rh
		2,997	285 сут	$^{144}Ce - ^{144}Pr$

# 9.7.4. Спектральный состав гамма-активных радионуклидов и их концентрации в атмосферном воздухе

На рис. 9.7.6 приведен энергетический спектр гаммаактивных радионуклидов, задержанных ФП после прокачки через него атмосферного воздуха в микрорайоне Пятихатки во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС (в конце апреля – первых числах мая 1986 года).

Основные гамма-линии спектра соответствуют следующим радионуклидам:  $^{132}$ Te,  $^{131}$ I,  $^{132}$ I,  $^{103}$ Ru,  $^{134}$ Cs,  $^{136}$ Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>140</sup>La. В спектре присутствуют многие, в том числе короткоживущие радионуклиды. Данные об элементном составе радионуклидов получены следующим образом. По измеренным энергиям гамма-линий выбирались элементы по справочным данным [59]. Наиболее вероятные радионуклиды в последующем детально исследовались на наличие И сравнительную интенсивность.

Для определения периодов полураспада отдельных короткоживущих радионуклидов фильтр периодически спектрометрировался в течение месяца. Таким образом, определены периоды полураспада, лежащие в интервале от одних суток до нескольких десятков суток.

В табл. 9.7.2 приведены результаты такого анализа: значения энергии в максимуме  $E_{_{3KCN}}$ , экспериментальные справочным определенные данным различные ПО радионуклиды со значениями энергий Е<sub>табл</sub> и интенсивностей I. Совпадение табличных и экспериментальных значений нескольких гамма-линий, их относительные интенсивности и полураспада служили критерием периоды достаточно убедительной идентификации каждого радионуклида.



Рис. 9.7.6. Энергетический спектр гамма-активных радионуклидов, содержащихся в атмосферном воздухе микрорайона Пятихатки во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС

Объемная активность (концентрация в воздухе) радионуклидов  $A_v$  определялась следующим образом:

$$A_{\nu} = \frac{N \cdot 2^{\frac{t}{T_{1/2}}}}{\alpha \cdot \eta \cdot \varepsilon \cdot \Delta \cdot V}, \qquad (9.7.1)$$

где N – число зарегистрированных гамма-квантов в фотопике; t – время, прошедшее между отбором пробы и измерением;  $T_{1/2}$  – период полураспада;  $\alpha$  – доля фильтра, анализируемого спектрометром;  $\eta$  – эффективность регистрации для пика полного поглощения;  $\varepsilon$  – квантовый выход;  $\Delta$  – время измерения; V – объем прокачанного через фильтр воздуха.

В формуле (9.7.1) использовано приближение Δ<<T<sub>1/2</sub>, что хорошо выполнялось для всех исследованных радионуклидов.

Спектральный состав и относительная интенсивность отдельных линий гамма-активных радионуклидов в аэрозольной фазе

<i>Е<sub>эксп</sub></i> , МэВ	<i>T</i> <sub>1/2</sub> , эксп.	Радио- нуклид	Е <sub>табл</sub> , МэВ	<i>Т<sub>1/2</sub>,</i> табл.	I <sub>табл</sub>	I <sub>эксп</sub>
1. 0,227	3,2 сут	<sup>132</sup> Te	0,228	3,26 сут	85	-
2.0,364	8,6 сут	<sup>131</sup> I	0,364	8,04 сут	82,4	-
3. 0,495	30,6 сут	<sup>103</sup> Ru	0,497	39,35 сут	90	-
4.0,570	-	$^{134}$ Cs	0,569	2,062 года	15	15,4
5.0,605	-	$^{134}$ Cs	0,604	2,062 года	97	97
6. 0,796	-	$^{134}$ Cs	0,795	2,062 года	85	89
7.0,339	7,8 сут	<sup>136</sup> Cs	0,340	13 сут	42,8	42
8. 0,816	10,5 сут	<sup>136</sup> Cs	0,818	13 сут	99,5	99
9. 1,044	11,6 сут	<sup>136</sup> Cs	1,048	13 сут	80	62
10. 0,663	-	<sup>137</sup> Cs	0,662	30 лет	-	-

Максимальные значения объемных активностей (концентраций в воздухе) радионуклидов  $A_{\nu}$ , существовавшие в то время допустимые концентрации в атмосферном воздухе  $\mathcal{A}K_{\mathcal{B}}$  и существующие в настоящее время в Украине допустимые значения для лиц категории В (население)  $\mathcal{A}K_{\mathcal{B}}^{inhal}$  приведены в табл. 9.7.3.

Как следует из этих данных, концентрации большинства время радионуклидов активной фазы аварии BO на Чернобыльской АЭС не превышали действовавших в то время допустимых концентраций. Исключение составлял лишь<sup>131</sup>I, концентрация которого в период с 30 апреля по 1 мая 1986 года более чем в 6 раз превышала предельно-допустимый что содержание <sup>131</sup>**I** Необходимо отметить, R уровень. аэрозольной фазе, т.е. в той фазе, которую мы измеряли, составляет примерно 15% от его полного количества [60]. Поэтому приведенное значение активности увеличено в 6,7 раза по сравнению с измеренным.

Концентрации гамма-активных радионуклидов в аэрозольной составляющей атмосферного воздуха микрорайона Пятихатки во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС (максимальные значения)

Изотоп	З	η	<i>А<sub>v</sub></i> , Бк/м <sup>3</sup>	<i>ДК<sub>Б</sub></i> , Бк/м <sup>3</sup> [30]	<i>ДК<sub>В</sub><sup>inhal</sup></i> , Бк/м <sup>3</sup> [16]
$1.^{132}$ Te	0,85	0,115	21,0	133	10
2. $^{131}$ I	0,824	0,079	33,8	5,5	4
3. $^{103}$ Ru	0,9	0,053	5.5	66,6	6
4. $^{134}$ Cs	0,98	0,0386	1,8	16,3	1
5. $^{136}$ Cs	0,995	0,0216	1,4	211	8
6. $^{137}$ Cs	0,85	0,0326	4,5	18,1	0,8

В настоящее время установленные в Украине допустимые значения для населения более жесткие. Поэтому измеренные концентрации почти всех радионуклидов, кроме <sup>136</sup>Cs, превышают допустимые:

<sup>132</sup>Те – в 2,1 раза,

<sup>131</sup>I – в 8,5 раза,

<sup>134</sup>Сs – в 1,8 раза,

<sup>137</sup>Сs – в 5,6 раза.

Концентрация <sup>103</sup> Ru примерно находится на уровне  $\mathcal{I}K_B^{inhal}$ .

На рис. 9.7.3 – 9.7.11 в виде гистограмм показаны содержания упомянутых радионуклидов в воздухе микрорайона Пятихатки. Можно считать, что к концу мая 1986 года содержание радионуклидов в воздухе упало до уровня, обусловленного статистическими ошибками измерений.



Рис. 9.7.7. Содержание <sup>132</sup>Те в атмосферном воздухе



Рис. 9.7.9. Содержание <sup>131</sup> I в атмосферном воздухе



Рис. 9.7.8. Содержание <sup>103</sup> Ru в атмосферном воздухе



Рис. 9.7.10. Содержание <sup>134</sup>Сs в атмосферном воздухе



*Рис.* 9.7.11. *Содержание* <sup>137</sup>*Cs* в атмосферном воздухе

### 9.8. Выводы из раздела 9

Исследования, описанные в разделе 9.7, показали, что радиационная обстановка в микрорайоне Пятихатки и в целом в г. Харькове во втором квартале 1986 года претерпела серьезные изменения. Примерно через 2...3 дня после начала аварии на Чернобыльской АЭС в атмосферный воздух начали поступать радионуклиды – продукты деления поврежденного реактора. В результате этого содержание альфа-активности в воздухе увеличилось в несколько раз, содержание бета-активности – в несколько тысяч раз. Зарегистрирован широкий спектр радионуклидов в воздухе, атмосферных выпадениях и осадках. Как следует из приведенных данных, имели место два отчетливых максимума во временном изменении активности – с 30 апреля по 1 мая и с 9 по 10 мая. Менее четкий максимум – примерно 13 мая.

В [57] приведены любопытные сравнительные данные по радиационной обстановке в различных городах. Если в г. Харькове экспозиционная доза превышала естественный уровень в 5...6 раз, то в г. Усикаупунки (Финляндия) – в 15 раз. По всем полученным нами данным в г. Харькове уровни радиоактивности оказались существенно ниже, чем в г. Усикаупунки. Решающую роль в этом процессе сыграла метеорологическая обстановка – перемещение воздушных потоков. Концентрация  $^{131}$ I атмосферном воздухе г. Нурмиярви (Финляндия) В достигала величины 200 Бк/м<sup>3</sup>, в то время как в г. Харькове – 34 Бк/м<sup>3</sup>, г. Хилтон – 1,8 Бк/м<sup>3</sup>. (Великобритания) В Максимальная альфа-активность в атмосферных выпадениях в г. Хельсинки (Финляндия) составляла 8 Бк/м<sup>3</sup> в сутки, в г. Харькове – 0,8 Бк/м<sup>3</sup> в сутки. Максимальная бета-активность в выпадениях в г. Нурмиярви составляла 12000 Бк/м<sup>3</sup> в сутки, в г. Харькове – 700 Бк/м<sup>3</sup> в сутки.

К концу июня радиоактивность в атмосферном воздухе, атмосферных выпадениях и осадках в микрорайоне Пятихатки снизилась до стационарных (фоновых) значений. Радиационный гамма-фон был незначительно выше фонового примерно до сентября 1986 года.

#### 9.9. Радиоактивные выбросы Змиевской ТЭС

исследования гамма-радиоактивности выбросов Для Змиевской ТЭС были отобраны пробы образующейся при сжигании золы до очистки и после очистки, а также (для сравнения) пробы шлака. Использовался метод прямых гамма-спектрометрических измерений с использованием метрологически аттестованного спектрометра на базе полупроводникового германий-литиевого диффузионно-дрейфового детектора, многоканального анализатора и программного комплекса. Калибровка спектрометра по энергии и эффективности осуществлялась с помощью ОСГИ и образцовых метрологически аттестованных мер объемной активности специального назначения, содержащих изотопы <sup>137</sup>Cs, <sup>40</sup>K, <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th, <sup>152</sup>Eu. Исследуемые образцы помещались в сосуды Маринелли емкостью 1 дм<sup>3</sup>, аналогичные сосудам, в которых размещены меры объемной активности.

Первоначальные измерения гамма-спектров образцов были проведены с экспозицией 100 мин. В полученных спектрах были обнаружены гамма-линии, соответствующие рядам естественных радионуклидов, уран-радиевого ( $^{238}$ U- $^{226}$ Ra) и ториевого ( $^{232}$ Th), а также естественного радионуклида  $^{40}$ K.

Схемы распада рядов естественных радионуклидов с указанием периодов полураспада представлены на рис. 9.9.1 и 9.9.2.



Рис. 9.9.1. Уран-радиевый ряд



Рис. 9.9.2. Ториевый ряд

На рис. 9.9.3 представлены результаты калибровки по эффективности детектора ДГДК-68В для геометрии сосуда Маринелли объемом 1 дм<sup>3</sup>.



Рис. 9.9.3. Зависимость эффективности детектора ДГДК-68В от энергии фотонов для геометрии сосуда Маринелли объемом 1 дм<sup>3</sup>

Гамма-спектры образцов шлака и золы приведены на рис. 9.9.4. Активность <sup>232</sup>Th вычислялась по активности <sup>228</sup>Ac, исходя из предположения их радиоактивного равновесия (цепочка распада  $^{232}$ Th $\rightarrow$ <sup>228</sup>Ra $\rightarrow$ <sup>228</sup>Ac). Активность  $^{226}$ Ra по активности изотопов  $^{214}$ Pb и  $^{214}$ Bi (цепочка распада  $^{222}$ Rn $\rightarrow$ <sup>218</sup>Po $\rightarrow$ <sup>214</sup>Pb $\rightarrow$ <sup>214</sup>Bi).

При условии сохранения векового радиоактивного равно-

весия между родоначальником ряда <sup>238</sup>U и дочерним радионуклидом <sup>226</sup>Ra их активности равны. Непосредственному определению активности <sup>238</sup>U по линиям изотопов <sup>234</sup>Th –  $\gamma$ -линии: 92,38 кэВ (2,81%); 92,80 кэВ (2,77%), Х-линии: 92,282 кэВ (0,5%) (Ра K<sub>α3</sub>) (на аппаратурном спектре они не разделяются) мешают  $\gamma$ - и Х-линии семейств естественных радионуклидов, расположенные в этом диапазоне, в частности Х-линия <sup>228</sup>Ac 93,35 (3,19%) (Th K<sub>α1</sub>). Измерения активности <sup>238</sup>U, проведенные по  $\gamma$ -линии <sup>234m</sup>Pa 1001,03 кэВ (0,837%) (цепочка распада <sup>238</sup>U $\rightarrow$ <sup>234</sup>Th $\rightarrow$ <sup>234m</sup>Pa), дали завышенные значения по сравнению с активностью <sup>226</sup>Ra. Это связано с большой погрешностью определения площади соответствующих пиков на аппаратурных спектрах, измеряемых проб.

В естественном уране содержится 99,27%  $^{238}$ U, 0,72%  $^{235}$ U, 5,5·10<sup>-3</sup>%  $^{234}$ U.  $^{235}$ U в объектах окружающей среды практически невозможно определить прямым инструментальным  $\gamma$ -спектрометрическим методом из-за интерференции основной высоко-интенсивной гамма-линии 185,71 кэВ (57,2%) с линией 186,21 кэВ (3,59%) дочернего радионуклида  $^{226}$ Ra из ряда  $^{238}$ U.

Эффективная удельная активность естественных радионуклидов в строительных материалах и минерального сырья по НРБУ-97 определяется как взвешенная сумма удельных активностей радия-226 ( $A_{Ra}$ ), тория-232 ( $A_{Th}$ ) и калия-40 ( $A_{K}$ ) по формуле:

$$A_{3\phi} = A_{Ra} + 1,31 \cdot A_{Th} + 0,085 \cdot A_{K},$$

где 1,31 и 0,085 – взвешенные коэффициенты для тория-232 и калия-40 соответственно по отношению к радию-226.

Результаты измерений приведены в табл. 9.9.1.

Чтобы оценить полученные значения  $A_{3\phi}$ , сравним их с допустимой удельной активностью строительных материалов по классам применения в соответствии с требованиями [16]. Первый класс (все виды строительства без ограничений) допускает  $A_{3\phi} \leq 370$  Бк/кг. Полученные нами значения вполне укладываются в этот класс. Отсюда можно сделать вывод о том, что гамма-радиоактивность, содержащаяся в выбросах золы, не превышает установленных допустимых величин.



Рис. 9.9.4. Гамма-спектры образцов шлака и золы

Таблица 9.9.1

# Результаты измерений элементного состава радионуклидов и их активности в пробах шлака и золы

Проба	А <sub>эф</sub> , Бк/кг	A <sub>Ra</sub>	A <sub>Th</sub>	A <sub>K</sub>	U-238
Шлак	250	(110±15)%	(65±15)%	(700±15)%	(270±50)%
Зола до фильтра	240	(100±15)%	(52±15)%	(800±15)%	(220±50)%
Зола после фильтра	290	(140±15)%	(61±15)%	(870±15)%	(160±50)%

# 10.1. Физические величины в системе радиационной безопасности и защиты в терминах риска

главных задач в системе радиационной Одной из последствий безопасности защиты является оценка И облучения человека в терминах риска развития тяжелых радиогенных заболеваний – эффектов облучения. В решении этой задачи основную роль играет дозиметрия ионизирующих излучений, предназначенная для характеризации условий облучения в терминах физических величин, необходимых при использовании в оценках риска. Радиационная безопасность и защита оперируют системой величин, которые условно можно разделить на две части, подробно описанные в [61-63] в современной терминологии и в соответствии с новыми Рекомендациями МКРЗ и Стандартами МАГАТЭ:

1) радиометрические величины, необходимые для характеристики источников и полей ионизирующих излучений;

2) дозиметрические величины, используемые в целях радиационной безопасности и защиты и служащие для характеристики воздействия излучения на человека. Они разделяются на две большие группы, включающие в себя *базовые дозиметрические величины* и эквидозиметрические величины.

## 10.1.1. Радиометрические величины

Физические процессы, лежащие в основе радиоактивности и взаимодействия излучения с веществом, имеют вероятностную природу. Их характеристиками являются дискретные значения случайных величин – число ядерных превращений в единицу времени, энергия частицы, число взаимодействий частицы в среде и т.д. При математическом описании этих явлений используют непрерывные функции, характеризующие зависимости, связывающие ожидаемые значения соответствующих случайных величин. Этот общий подход позволяет использовать операторы дифференцирования и интегрирования при определении радиометрических и дозиметрических величин.

преобразование Спонтанное ядра приводит К возникновению излучения, которое в общем смысле является потоком заряженных частиц, нейтронов, фотонов и др. Область, в которой распространяется излучение, называют излучения характеризуют энергией И частиц, полем направлением их распространения, флюенсом частиц и др.

Существует несколько основных типов направленности излучения [61]:

 поле точечного изотропного источника – излучение, в поле которого частицы и фотоны распространяются из одной точки по всем возможным направлениям с одинаковой скоростью;

– *мононаправленное* – излучение, в поле которого все частицы и фотоны распространяются в одном направлении, образуя плосконаправленный пучок излучения;

*– изотропное –* излучение, в поле которого любые направления распространения частиц и фотонов являются равновероятными.

Ионизирующие излучения делятся на две группы. К первой группе относятся излучения, состоящие из заряженных частиц – электронов, позитронов и α-частиц, которые непосредственно ионизируют атомы и молекулы при прохождении через вещество. Ко второй группе относятся нейтроны и фотоны, которые при взаимодействии с веществом порождают вторичное излучение, состоящее из заряженных частиц, передавая им часть своей энергии. Взаимодействие этих вторичных частиц с веществом и приводит к его ионизации. Таким образом, различают два вида ионизирующего излучения:

*– непосредственно ионизирующее излучение –* излучение, состоящее из заряженных частиц, способных ионизировать среду;

*– косвенно ионизирующее излучение –* излучение, состоящее из незаряженных частиц, способных создавать непосредственно ионизирующее излучение и (или) вызывать ядерные превращения.

Свойства среды, в которой распространяется излучение, оказывают существенное влияние на его поле. Например, в вакууме поле излучения радионуклидного источника имеет вид точечного изотропного источника. Это утверждение справедливо, когда расстояние между источником и детектором (приемником) излучения многократно превосходит линейные размеры источника. По мере увеличения расстояния от источника поле его излучения в вакууме переходит в мононаправленное.

При распространении излучения в рассеивающей среде, например, в теле человека, целесообразно рассматривать его из двух компонент. Первая – рассеянное первичное излучение, которое распространяется подобно тому, излучение как источника распространяется в вакууме, с той лишь разницей, что эта компонента истощается вследствие взаимодействия первичного излучения с веществом. Частицы, испытавшие взаимодействие веществом, образуют компоненту с рассеянного первичного излучения. Вклад этой компоненты растет по мере проникновения излучения в облучаемый объект. С увеличением глубины проникновения излучения в вещество поле вторичного излучения становится все более изотропным в результате многократного рассеяния.

Флюенс частиц является количественной характеристикой поля излучения. Эта величина определяется следующим образом. Поместим в поле излучения абсолютно прозрачную пробную сферу с площадью сечения, равной dS. Подсчитаем число dN частиц, которые пересекут поверхность и попадут внутрь сферы. Флюенс частиц  $\Phi$  определяется как отношение числа проникших в сферу частиц dN к площади поперечного сечения сферы dS:

$$\Phi = dN/dS. \tag{10.1.1}$$

Единица измерения величины флюенса – част./см<sup>2</sup>.

Изменение флюенса излучения во времени характеризует плотность потока частиц (мощность флюенса), которая равна отношению величины приращения флюенса  $d\Phi$  за некоторый промежуток времени dt к длительности этого промежутка:

$$\varphi = d\Phi/dt = d^2 N/dS dt.$$
(10.1.2)

Единица измерения величины плотности потока частиц – част./(см<sup>2</sup>·с).

Характеристикой радионуклидного источника излучения является его активность – мера радиоактивности какого-либо количества радионуклида, находящегося в данный момент времени в определенном энергетическом состоянии, которая определяется как ожидаемое число спонтанных превращений ядер в этом источнике в единицу времени:

$$A = dN/dt, \tag{10.1.3}$$

где dN – ожидаемое число спонтанных преобразований ядер из данного энергетического состояния за промежуток времени dt. Единица измерения активности носит название беккерель (Бк). 1 Бк соответствует одному спонтанному преобразованию ядра в источнике в секунду. Допускается в качестве единицы измерения активности использовать активность 1 грамма природного радионуклида <sup>226</sup>Ra – кюри (Ки). 1 Ки равен 3,7·10<sup>10</sup> Бк. Ожидаемое ядер радионуклида, число претерпевших спонтанные ядерные превращения в единицу пропорционально времени, полному числу ядер  $N_0$ радионуклида, находящихся в источнике:

$$A = N_0 \cdot \lambda = N_0 \cdot \ln(2) / T_{1/2}, \qquad (10.1.4)$$

где λ – постоянная распада радионуклида; *T*<sub>1/2</sub> – период полураспада радионуклида.

В рассеивающей среде плотность потока частиц с определенной энергией на расстоянии r от точечного изотропного источника с активностью  $\Phi$  равна:

$$\varphi_E = A \cdot I_E / (4\pi r^2),$$
 (10.1.5)

где  $I_E$  – ожидаемое число частиц с энергией E, возникающих при спонтанном превращении ядра рассматриваемого радионуклида.

При прохождении излучения через рассеивающую среду плотность потока излучения будет изменяться по иному закону. Рассмотрим прохождение фотонов и нейтронов через однородной вещество. Влияние среды на прохождение характеризуется сечением взаимодействия частиц, которое определяет среднюю длину свободного пробега частиц в среде. В вакууме эту величину можно рассматривать как бесконечно большую. Среднее расстояние, которое фотоны с энергией, например 1,2 МэВ (<sup>60</sup>Со), проходят в воде между последовательными актами рассеяния, равно 16 см. Следовательно, многократным рассеянием такого излучения в теле человека можно пренебречь. В этом случае взаимодействия фотонов со средой рассматриваются как редкие независимые случайные события, следствием чего является закон экспоненциального ослабления потока излучения:

$$\varphi_E = A \cdot I_E \cdot exp\{-\mu(E)r\}/(4\pi r^2), \qquad (10.1.6)$$

где  $\mu(E)$  – линейный коэффициент ослабления фотонов с энергией *E*. Нейтроны, напротив, интенсивно рассеиваются и захватываются легкими атомами. Для нейтронов со спектром деления среднее расстояние между последовательными актами рассеяния в воде равно 8 см, а в биологической ткани, содержащей кроме водорода и кислорода азот, углерод и другие элементы, оно еще меньше. В этом случае пренебречь рассеянной компонентой излучения в теле человека нельзя, вследствие чего ослабление потока нейтронов описывается гораздо более сложной зависимостью.

#### 10.1.2. Базовые дозиметрические величины

Базовые дозиметрические величины являются мерой взаимодействия ионизирующего излучения с веществом. Свойства базовых дозиметрических величин определяются только физическими процессами взаимодействия излучения с атомами и молекулами среды, которые достаточно хорошо изучены, поэтому эти величины остаются неизменными в течение длительного времени.

Прохождение ионизирующего излучения через вещество приводит к взаимодействию частиц и фотонов с атомами, в процессе которого происходит передача энергии излучения веществу. Результат передачи энергии рассматривается с двух сторон. Применительно к излучению происходит изменение поглощения его энергии вследствие ее веществом. Применительно к веществу происходит абсорбция энергии и его состояния вследствие передачи изменение энергии излучением. Таким образом, целесообразно рассматривать два аспекта передачи энергии излучения веществу:

– энергию излучения, *поглощенную веществом*, которая характеризует *поле излучения* по передаче им энергии вследствие взаимодействия с веществом;

– энергию излучения, *переданную ограниченному объему* вещества, которая характеризует изменение состояния вещества в результате взаимодействия излучения с веществом.

С точки зрения оценки биологического действия представляет интерес ионизирующая способность излучения, поэтому в характеристике передачи энергии излучения веществу рассматривается только та часть энергии, потерянной излучением, которая пошла на ионизацию и возбуждение атомов и молекул.

# 10.1.3. Характеристики поглощения энергии излучения веществом

## Передача энергии излучением

Характеристикой взаимодействия косвенно ионизирующего излучения с веществом является сумма начальных кинетических энергий всех заряженных частиц, высвобождаемых незаряженными ионизирующими частицами в веществе –  $E_{tr}$ . Индекс tr (сокращение от английского transferred from – переданной от кого-либо или от чего-либо) указывает, что высвобождение этих частиц является следствием передачи энергии от излучения веществу, а результатом является потеря энергии излучения.

Отношение средней доли энергии  $d\overline{E}_{tr}/E$  косвенно ионизирующего излучения с энергией E, которая преобразуется в кинетическую энергию заряженных частиц при прохождении элементарного пути dl в веществе, к длине этого пути является величиной линейного коэффициента передачи энергии излучения:

$$\mu_{tr}(E) = \frac{1}{E} \frac{d\overline{E}_{tr}(E)}{dl}.$$
(10.1.7)

Здесь  $d\overline{E}_{tr}$  означает среднюю величину начальной энергии заряженных частиц, высвобождаемых на элементарном пути dl. Единица измерения линейного коэффициента передачи энергии косвенно ионизирующего излучения – 1/м.

Характеристикой взаимодействия заряженных частиц с веществом является энергия излучения, переданная веществу во взаимодействиях, приводящих к ионизации и возбуждению атомов и молекул, –  $\varepsilon$ . Отношение  $d\overline{\varepsilon}$  – средней энергии, потерянной заряженной частицей вследствие столкновений на элементарном пути dl, к длине этого пути является величиной полной линейной передачи энергии L:

$$L = \frac{d\overline{\varepsilon}}{dl}.$$
 (10.1.8)

Здесь  $d\overline{\epsilon}$  означает полную среднюю энергию, потерянную заряженной частицей во всех столкновениях с электронами и поглощенную веществом. Для обозначения полной линейной передачи энергии используется аббревиатура ЛПЭ. Единица измерения ЛПЭ – Дж/м. В качестве специальной единицы используют электронвольт на микрометр (эВ/мкм) воды. При этом имеет место соотношение 1 эВ/мкм≈0,16 пДж/м.

Легкие заряженные частицы – электроны и позитроны – являются излучением с низким ЛПЭ. Тяжелые заряженные частицы – протоны, альфа-частицы, ядра отдачи и др. – являются излучением с высокой ЛПЭ.

#### Керма

Величиной, отражающей взаимодействие поля косвенно ионизирующего излучения с веществом, является керма (от английской аббревиатуры термина *kinetic energy released in material* (kerma)). Она определяется как отношение среднего значения суммы начальных кинетических энергий всех заряженных ионизирующих частиц (электронов, позитронов, протонов, альфа-частиц и др.), образовавшихся под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе вещества, заключенного в этом объеме:

$$K = \frac{d\overline{E}_{tr}}{dm}.$$
 (10.1.9)

Здесь  $d\overline{E}_{tr}$  – полная средняя кинетическая энергия заряженных частиц, высвобождаемых в элементарном объеме; dm – масса этого объема. Единица измерения кермы – Дж/кг называется грей (Гр). Принимая это во внимание, получаем

$$K = \frac{d\overline{E}_{tr}}{dm} = \frac{1}{\rho} \int_{E} \Phi_{E} \mu_{tr} (E) E dE, \qquad (10.1.10)$$

где  $\Phi_E$  – распределение флюенса косвенно ионизирующего излучения по энергии;  $\mu_{rt}(E)$  – линейный коэффициент передачи энергии косвенно ионизирующего излучения;  $\rho$  – плотность облучаемого вещества.

Значение кермы излучения в некоторой точке облучаемого вещества зависит только от свойств излучения и свойств облучаемой среды непосредственно в рассматриваемой точке. Керма не зависит от свойств среды, в которой распространяется излучение. Она не зависит также и от направленности поля излучения. Например, значения кермы фотонов в элементе биологической ткани, окруженном вакуумом или водой, будут равны, если флюенс и энергия фотонов, взаимодействующих с этой тканью, в обоих случаях будут равными.

#### Экспозиционная доза

Первой количественной мерой ионизирующего излучения была определена единица экспозиционной дозы (1928 год). Экспозиционная доза характеризует излучение, падающее на объект, и является величиной, отражающей взаимодействие поля фотонного излучения с воздухом. Она пропорциональна энергии фотонного излучения, затраченной на ионизацию молекул воздуха, и равна отношению средней величины суммарного заряда  $d\bar{Q}$  всех ионов одного знака, созданных в воздухе, когда все электроны и позитроны, освобожденные фотонами в элементарном объеме dm, полностью остановились в воздухе, к массе этого объема:

$$X = \frac{dQ}{dm}.$$
 (10.1.11)

Единица измерения экспозиционной дозы – Кл/кг. Внесистемная единица экспозиционной дозы – рентген (P), 1 P =  $2,58 \cdot 10^{-4}$  Кл/кг и соответствует образованию  $2,08 \cdot 10^{9}$  пар ионов в 1 см<sup>3</sup> воздуха. Поскольку средняя энергия ионизации воздуха 33,85 эВ, энергетический эквивалент кулона на килограмм равен 1 Кл/кг=33,83 Дж/кг воздуха. Экспозиционная доза является аналогом кермы фотонов в воздухе. Используя значение энергетического эквивалента кулона на килограмм, можно установить соотношение между *кермой в воздухе* и *экспозиционной дозой* в одной и той же точке поля фотонного излучения в воздухе: при экспозиционной дозе 1 P значение кермы в воздухе будет равно  $8,88 \cdot 10^{-3}$  Гр.

#### 10.1.4. Концепция дозы излучения

Концепция дозы ионизирующего излучения заключается эффекты излучения связаны том, ЧТО энергией, С В поглощенной в единице массы биологической ткани в форме возбуждений атомов молекул, ионизаций И И И модифицированной качеством излучения, которое зависит от микроскопического пространственного распределения переданной излучением энергии, веществу. При ЭТОМ воздействие излучения может быть модифицировано И другими факторами, например, темпом поглощения энергии, степенью снабжения ткани кислородом и другими факторами, влияющими на радиочувствительность облучаемой ткани.

Энергия, переданная излучением ограниченному объему вещества, равна разности между суммарной кинетической энергией всех заряженных и незаряженных частиц и квантов, входящих в рассматриваемый объем, и суммарной кинетической энергией всех заряженных и незаряженных частиц и квантов, выходящих из этого объема:

$$E_{im} = R_{in} - R_{out} + \sum Q,$$
 (10.1.12)

где  $R_{in}$  – энергия поля излучения, входящая в рассматриваемый объем (без учета энергии покоя);  $R_{out}$  – энергия поля излучения, выходящая из рассматриваемого объема (без учета энергии покоя);  $\Sigma Q$  – изменения энергии покоя ядер или частиц, которые произошли в объеме.

Энергия, поглощенная в единице массы биологической ткани в форме ионизаций и возбуждений атомов и молекул, называется поглощенной дозой. Она является величиной, характеризующей воздействие ионизирующего излучения на вещество и отражает изменение состояния элементарного объема вещества под действием излучения. Поглощенная доза равна отношению средней энергии  $d\overline{E}_{im}$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарного объеме, к массе вещества, заключенного в этом объеме:

$$D = \frac{d\overline{E}_{im}}{dm}.$$
 (10.1.13)

Единица измерения поглощенной дозы Дж/кг называется грей (Гр). 1 Гр = 1 Дж/кг.

Определенная таким образом величина поглощенной дозы характеризует изменение состояния элементарного объема вещества, расположенного в окрестности некоторой точки облучаемой ткани. Значение поглощенной дозы в точке зависит не только от свойств излучения и свойств облучаемой ткани непосредственно в рассматриваемой точке, а также от свойств среды, в которой распространяется излучение, и направленности радиационного поля.

В одной и той же точке вещества поглощенная доза и керма равны, когда энергия излучения, переданная веществу, и энергия излучения, поглощенная веществом, равны. Это требование выполняется в условиях электронного равновесия.

# 10.1.5. Эквидозиметрические величины и эффекты ионизирующего излучения

Эквидозиметрические величины [64] служат мерой воздействия излучения на человека. Эквидозиметрические величины являются производными ОТ базовых дозиметрических величин И определены для непосредственного использования в оценках радиогенного риска и служат характеристиками воздействия излучения на человека. Поскольку универсальная теория биологического действия излучения пока не создана, в частных моделях детерминированных и стохастических эффектов развития используются различные эквидозиметрические излучения величины. Развитие эффектов излучения не до конца изучено и система эквидозиметрических понятно, поэтому величин постоянно модифицируется соответственно изменениям наших знаний о закономерностях биологического действия излучения и представлений о том, как наилучшим образом обеспечить

безопасность человека при обращении с источниками ионизирующего излучения.

Для целей радиационной защиты и безопасности рассматривают так называемые «тяжелые» эффекты излучения, развитие которых может привести к преждевременной смерти или существенному сокращению периода нормальной жизни [65,66]. Такие эффекты делятся на две категории:

– детерминированные эффекты излучения, для которых связь между дозой излучения и развитием эффекта более или менее однозначна, т.е. детерминирована;

– стохастические эффекты излучения, для которых такая связь носит вероятностный характер.

К категории стохастических эффектов относят раковые и наследственные заболевания (генетические эффекты). Облучение вызывает повышение вероятности таких заболеваний, которые спонтанно возникают без всякого облучения и, с той или иной частотой, наблюдаются в больших группах людей. При этом радиогенные заболевания неотличимы от спонтанных, что существенно затрудняет определение связи между развившимся заболеванием и облучением. За более чем столетний период наблюдений не было доказано возникновение радиогенных наследуемых заболеваний у человека, хотя различные генетические эффекты наблюдаются в радиобиологических экспериментах на животных. До сих пор не удается обнаружить радиогенные раки при низких дозах облучения. Признано, что современные методы позволяют установить проявление радиогенных раков лишь для доз равномерного облучения всего тела более 200 мЗв в год [67]. В зависимости от того, может ли быть установлена причинная связь между облучением и их возникновением в облученной популяции или нет, выделяют две подкатегории этих эффектов:

– регистрируемых радиогенных раков;

– не обнаруживаемых стохастических эффектов излучения (радиогенные раки и генетические эффекты).

Развитие тяжелых эффектов излучения характерно для вполне определенных уровней и условий облучения.

Зависимость риска (вероятности) преждевременной смерти от развития любого эффекта, вызванного воздействием радиации, от поглощенной дозы равномерного облучения всего тела фотонами представлена кривой (1) на рис. 10.1.1 [62,63]. Цифра I обозначает здесь область больших доз, где основной причиной преждевременной смерти являются детерминированные эффекты, которые развиваются в короткие сроки после облучения. Области, где тяжелое заболевание или преждевременная смерть могут быть обусловлены развитием стохастических эффектов облучения, обозначены цифрами II (область регистрируемых раков) и III (область не обнаруживаемых стохастических эффектов). Стохастические эффекты характеризует скрытое развитие в течение латентного периода с длительностью, сравнимой с продолжительностью жизни человека. Границы областей размыты в силу вероятностной природы развития эффектов облучения. Положение дозовых границ зависит от радиочувствительности органа, облучение которого может привести к развитию заболеваний, частоте спонтанных раков, связанных с рассматриваемым органом, и других факторов, влияющих на радиочувствительность ткани [65,66].



Рис. 10.1.1. Риск преждевременной смерти как функция дозы облучения всего тела [62, 63].

Представленная на рис. 10.1.1 зависимость (1) является суммой вероятности преждевременной смерти вследствие развития радиогенного рака (кривая (3)) и детерминированных эффектов облучения (кривая (2)). В областях I и II эти зависимости опираются на существующие наблюдения за развитием радиогенных заболеваний у человека. В области III такие наблюдения отсутствуют, поэтому вид зависимости «дозаэффект» в этой области неизвестен. С развитием радиационной безопасности необходимость иметь такую зависимость стала очевидной, и в 1977 году МКРЗ предложила принять такую зависимость, основываясь на здравом смысле. Согласно МКРЗ, в области малых доз зависимость «доза-эффект» представляет пропорциональность между дозой и риском, простую опирающуюся на «Линейную беспороговую» (LNT – от «Linear Non-Threshold») гипотезу развития стохастических эффектов облучения. LNT-гипотеза развития радиогенных стохастических эффектов постулирует, что эти эффекты могут возникать при любых уровнях облучения с вероятностью, пропорциональной дозе (область LNT на рис. 10.1.1).

Справедливости ради, следует отметить, что в последние годы появилось большое число публикаций как отечественных (Украина, Россия), так и зарубежных, свидетельствующих о безопасности и даже пользе облучения в малых дозах.

### 10.1.6. Характеристики качества излучения

Согласно концепции дозы облучения эффект облучения органа или ткани человека пропорционален величине поглощенной дозы излучения в этом органе и величине, характеризующей качество излучения. Величина средней поглощенной дозы  $D_{T,R}$  излучения вида R в органе или ткани T равна поглощенной дозе в точке, усредненной по массе ткани или органа:

$$D_{T,R} = \frac{1}{m_T} \int_{m_T} D_{m,R} dm = \frac{\mathcal{E}_{T,R}}{m_T}, \qquad (10.1.14)$$

где  $m_T$  – масса органа или ткани;  $D_{m,R}$  – поглощенная доза излучения R в элементарном объеме dm органа или ткани;  $\varepsilon_{T,R}$  – энергия излучения вида R, переданная массе рассматриваемого органа или ткани. Единица измерения поглощенной дозы в органе или ткани – Дж/кг или Гр.

Важно отметить, что один и тот же радиобиологический эффект облучения может наблюдаться при различных поглощенных дозах, если на орган или ткань действует излучение различной природы. Для учета этих отличий и приведения к единому знаменателю эффектов излучений разного «качества» введено относительной понятие биологической эффективности излучения (ОБЭ). Численным выражением ОБЭ является коэффициент ОБЭ – RBE<sub>T,R</sub>, равный отношению поглощенной дозы  $D_{T,X}$  образцового излучения, вызывающего рассматриваемый эффект в органе T, к поглощенной дозе  $D_{T,R}$  рассматриваемого излучения R, вызывающей такой же эффект:

$$RBE_{T,R} = \frac{D_{T,X}}{D_{T,R}}.$$
 (10.1.15)

В качестве образцового излучения принято рентгеновское излучение с граничной энергией 200 кэВ.

Исследования [68] показали, что при облучении одних и тех же биологических объектов ОБЭ зависит:

- от рассматриваемого эффекта;
- от дозы и мощности дозы;
- от вида излучения, его энергии, ЛПЭ и т.д.

Непосредственное использование коэффициента ОБЭ излучения ограничено случаями оценки рисков возникновения детерминированных эффектов излучения. Для учета качества излучения в условиях хронического облучения в малых дозах, когда единственным гипотетическим последствием облучения может быть развитие стохастических эффектов излучения, МКРЗ рекомендует использовать два показателя качества излучения, значения которых зависят от свойств излучения, но одинаковы для всех стохастических эффектов излучения:

- взвешивающий коэффициент излучения *W<sub>R</sub>*;
- средний коэффициент качества излучения  $\overline{Q}$ .

Основной областью применения коэффициента качества излучения служит мониторинг полей внешнего излучения, поэтому он определен как функция измеряемого показателя качества излучения – его ЛПЭ.

#### 10.1.7. Величины для оценки риска развития эффектов излучения

#### ОБЭ-взвешенная доза в органе

Детерминированные эффекты излучения возникают при облучении большими дозами. Научной основой для оценок риска развития этих эффектов являются результаты изучения последствий аварийного облучения людей. К детерминированным эффектам относят:

- острую и хроническую лучевые болезни;

– локальные поражения органов или тканей;

– лучевую катаракту;

– аномалии и врожденные пороки развития новорожденных, являющиеся детерминированными эффектами облучения плода.

Основные закономерности развития тяжелых детерминированных эффектов облучения следующие [63]:

– в силу вариабельности индивидуальной радиочувствительности людей любой эффект характеризуется диапазоном значений пороговых доз;

 различные ткани даже одного органа отличаются по радиочувствительности, поэтому с ростом дозы облучения может изменяться биологический эффект, возникновение которого в конечном итоге приводит к тяжелому заболеванию или смерти;

 с ростом дозы облучения растет тяжесть эффекта, которую отражает сокращение времени дожития (промежутка между облучением и смертью);

– с уменьшением мощности дозы и увеличением протяженности облучения во времени риск развития

детерминированного эффекта уменьшается благодаря восстановлению функций пораженного органа.

Для оценки развития детерминированных эффектов недостаточно информации о накопленной дозе. Если длительность облучения превышает несколько часов, то для корректной оценки риска необходимо знать дозиметрическую историю облучения, описывающую изменение мощности дозы со временем [63,65,66]:

$$P_{T,R} = 1 - \exp\left[-H_T\left(\Delta, \dot{D}_{T,R}(t), RBE_{T,R}\right)\right].$$
(10.1.16)

Здесь  $P_T$  – вероятность (риск) развития тяжелого эффекта;  $H_T \{\Delta, \dot{D}_{T,R}(t) RBE_{T,R}\}$  – функция интенсивности смерти в случае развития тяжелого детерминированного эффекта при облучении органа излучением периода времени (0,  $\Delta$ );  $\dot{D}_{T,R}(t)$  – изменение мощности поглощенной дозы излучения в органе в течение рассматриваемого периода времени;  $RBE_{T,R}$  – коэффициент относительной биологической эффективности излучения при облучении органа.

Дозиметрические характеристики облучения – поглощенная доза облучения органа и коэффициент относительной биологической эффективности – присутствуют в (10.1.16) в виде произведения, которое называется ОБЭ-взвешенная доза облучения органа или ткани [63,65,66]. ОБЭ-взвешенная доза предназначена для оценки риска развития детерминированных эффектов излучения с учетом влияния на этот процесс качества излучения и радиочувствительности облучаемого органа. Эта величина равна произведению поглощенной дозы излучения в органе или ткани на коэффициент относительной биологической эффективности *RBE<sub>T,R</sub>* излучения для развития определенного детерминированного эффекта в органе:

$$AD_T = \sum_R D_{T,R} \cdot RBE_{T,R}.$$
 (10.1.17)

Единица измерения ОБЭ-взвешенной дозы – Дж/кг, она называется грей-эквивалентом (Гр-экв.).

#### Эквивалентная доза в органе

Научной основой для оценок риска развития эффектов стохастических результаты являются продолжающегося уже почти 50 лет эпидемиологического исследования последствий атомной бомбардировки Хиросимы и Нагасаки в 1945 году. Среди специалистов по радиационной наибольшее распространение безопасности получили феноменологические оценки которые модели риска, описывают возникновение радиогенных раков с помощью обобщенной модели относительного риска [63]. Согласно этой возникновения радиогенных модели частота раков В облученной когорте прямо пропорциональна частоте возникновения тех же раков в необлученной популяции, из представителей которой была составлена когорта. Между облучением диагностированием заболевания И могут проходить годы скрытого (латентного) развития радиогенного рака. Риск развития этого эффекта излучения определяется при этом как вероятность возникновения рака определенного типа у человека пола s спустя время t, лет после однократного облучения его органа в возрасте g:

$$P_{T,R}(g,s,t) = r_T(a,s) \cdot \left[1 + F_T(D_{T,R}, RBE_{T,R})\zeta_T(t,g,s)\right], \quad (10.1.18)$$

где T и R – индексы облучаемого органа и излучения соответственно;  $r_t(a,s)$  – фоновая частота возникновения рака рассматриваемого типа у людей возраста *а* и пола *s*, при этом *a* = t+g;  $F_T(D_{T,R}, RBE_{T,R})$  – функция, определяющая дозовую зависимость риска возникновения радиогенного рака;  $\zeta_T(t,g,s)$  – функция, частоту которая описывает влияние на радиогенного фактора времени, возникновения рака прошедшего после облучения, возраста человека в момент облучения и его пола.

Для оценки риска при длительном облучении необходимо знать дозиметрическую историю облучения в годовом масштабе, поскольку вероятность развития эффекта вследствие многоразового облучения определяется суммой вероятностей
развития эффектов, связанных с отдельными эпизодами дозиметрической истории человека [69].

характеристики Дозиметрические облучения облучения органа и коэффициент поглощенная доза относительной биологической эффективности – присутствуют произведения. виде случае развития (10.1.18)В в В эффектов биологическая стохастических относительная эффективность излучения слабо зависит от свойств органа, поэтому вместо RBE<sub>T,R</sub> для характеристики этих эффектов применяется соответствующий взвешивающий коэффициент излучения w<sub>R</sub>. Произведение поглощенной дозы облучения органа и взвешивающего коэффициента излучения является дозой облучения органа «эквивалентной или ткани». Эквивалентная доза предназначена для оценки риска развития стохастических эффектов излучения с учетом влияния качества излучения:

$$H_T = \sum_R D_{T,R} \cdot w_R.$$
 (10.1.19)

Единица измерения эквивалентной дозы – Дж/кг или зиверт (Зв).

Основным полем применения эквивалентной дозы является оценка вероятности развития радиогенного рака вследствие облучения. Такая оценка является ключевым этапом определения вероятностной обусловленности диагностирования рака профессиональным облучением. В Украине величина эквивалентной дозы формально введена в практику радиационного контроля соблюдения требований НРБУ-97.

# 10.1.8. Величины для определения требований к состоянию радиационной безопасности

Достижение целей радиационной безопасности подразумевает использование основных принципов:

- обоснование практической деятельности;
- ограничение доз и рисков;
- оптимизация радиационной защиты;

- обеспечение безопасности источников.

облучения время персонала B настоящее дозы И нормальной обусловленные эксплуатацией населения, источников излучения, лежат в области не обнаруживаемых стохастических эффектов (см. область III на рис. 10.1.1) и совершенствования продолжают уменьшаться по мере радиационных технологий. Низкому уровню воздействия соответствуют и низкие гипотетические риски, что позволяет приемлемыми значительные неопределенности считать В оценке последствий облучения. Упомянутая выше LNTгипотеза, кроме отсутствия порога действия излучения и линейной зависимости «доза-эффект», подразумевает также отсутствие влияния фактора времени на развитие эффекта излучения. рамках этой гипотезы ИЗ рассмотрения В исключаются зависимость риска мощности дозы OT И изменения состояния объекта действия излучения со временем, что позволяет перейти от точечных оценок доз в различные моменты времени к дозам, интегрированным по времени. Накопленная (интегральная) доза как характеристика условий является основой дозиметрического контроля облучений и внешнего облучений, служащего внутреннего целям радиационной безопасности. В 2006 году МКРЗ выпустила Публикацию 99 [70] специальную оправдания для продолжающегося использования LNT-гипотезы в качестве основы системы радиационной защиты.

настоящее время подтвердить В невозможно ИЛИ опровергнуть справедливость линейной беспороговой гипотезы, поскольку отсутствует возможность однозначного определения связи между развитием стохастических эффектов и облучением в области малых доз. Дело в том, что дозиметрия для оценки «нелинейных» эффектов настолько сложна для практического применения, что из практических чисто соображений линейная и беспороговая зависимость «дозаэффект», вероятно, останется главным фактором радиационной случае появления убедительных безопасности даже В доказательств неверности LNT-гипотезы.

Дозиметрической величиной, служащей для численного выражения критерия обеспечения радиационной безопасности, является эффективная эквивалентная доза или сокращенно эффективная доза.

#### Эффективная доза

Первоначально эффективная доза была определена МКРЗ как функционал, предназначенный для приведения всех пространственно неоднородного случаев возможных облучения тканей и органов тела стандартного человека к эквивалентному по гипотетическому ущербу равномерному облучению всего тела такого стандартного человека. В качестве оцениваемого эффекта излучения было принято сокращение продолжительности нормальной жизни на 15 лет. Эффективная доза Е определена как функционал, равный сумме произведений эквивалентных доз  $H_T$  облучения отдельных органов и тканей человека, на соответствующие взвешивающие коэффициенты *w*<sub>T</sub>:

$$E = \sum_{T} w_T \cdot H_T = \sum_{TR} w_T \cdot w_R \cdot D_{TR}.$$
 (10.1.20)

В основе определения взвешивающих коэффициентов органов и тканей лежит анализ ущербов, связанных с облучением отдельного органа и всего тела.

Согласно последним рекомендациям МКРЗ [62], применение эффективной дозы для оценок медицинских последствий облучения недопустимо. Для этих целей следует использовать эквивалентные дозы, а эффективная доза должна служить исключительно для целей регламентирования облучения и демонстрации соответствия пределам дозы в области обеспечения радиационной безопасности.

#### Коллективная доза

Специальной дозиметрической величиной, предназначенной для оценки радиологической защиты в области облучения малыми дозами, является коллективная эффективная доза *S*, равная для коллектива из *N* человек сумме индивидуальных доз облучения членов этого коллектива E<sub>1</sub>, ..., E<sub>N</sub>. Единица коллективной эффективной дозы – человеко-зиверт (чел.-Зв). Величина коллективной эффективной дозы используется в оптимизации радиологической защиты персонала с помощью анализа «затраты-выгода». В рамках такого подхода единице коллективной дозы приписывается величина определенного ущерба в терминах потери продолжительности нормальной жизни либо денежный эквивалент единицы коллективной дозы α. Произведение коллективной дозы на этот коэффициент дает величину денежного эквивалента облучения группы лиц, выполняющих какую-либо работу, и эта величина уже рассматривается в рамках анализа «затраты-выгода». Денежный эквивалент устанавливается органом регулирования радиационной безопасности и используется, в основном, для обоснования важных решений, практическая реализация которых приводит к изменению доз облучения и числа облучаемых лиц.

# 10.1.9. Величины для демонстрации соответствия требованиям обеспечения радиационной безопасности

Основой для демонстрации соответствия условий использования источников излучения требованиям обеспечения радиационной безопасности является определение индивидуальной дозы человека, накопленной в течение периода контроля регламентированной нормами деятельности.

## Концепция индивидуальной годовой дозы

В радиационной защите при определении нормируемых принципиально пределов величин ИХ значений И не радиочувствительность учитывается индивидуальная Значения конкретного человека. взвешивающих коэффициентов для излучений, равно как и коэффициентов качества излучения, установлены по данным об относительной биологической эффективности излучений при их воздействии на человека. Значения взвешивающих коэффициентов для и тканей определены в результате отдельных органов

статистической обработки данных уникального по масштабу пожизненного наблюдения за состоянием здоровья сотен тысяч людей, пострадавших от атомной бомбардировки Хиросимы и Нагасаки. Наконец, выбор значений пределов нормируемых величин также основывается на оценках пожизненного риска и радиогенного ущерба, в которых используются коэффициенты риска, полученные вследствие анализа широкого спектра эпидемиологических данных Научным комитетом ООН по действию атомной радиации.

В случае профессионального облучения индивидуальная доза облучения работника принимается равной дозе облучения «стандартного работника», который находился бы в тех же производственных условиях и выполнял бы те же работы с источником, что и данный индивид. При определении индивидуальной дозы работника игнорируется ее отличие от истинной дозы облучения индивида, обусловленное различием между характеристиками «стандартного работника» и персональными характеристиками индивида.

Для целей демонстрации соответствия условий использования источников излучения требованиям безопасности применяется величина индивидуальной годовой дозы, значение которой сравнивается с пределом дозы. Годовая эффективная доза равна сумме индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения, полученной за год, и ожидаемой индивидуальной эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

### Операционные величины внешнего облучения

При индивидуальном дозиметрическом контроле за значение эффективной дозы внешнего облучения принято значение операционной величины – индивидуального эквивалента дозы  $H_P(10)$ . Операционная величина – эквидозиметрическая величина, однозначно определяемая через физические характеристики поля излучения в точке, максимально возможно приближенная в стандартных условиях облучения к нормируемой величине и предназначенная для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле.

Индивидуальный эквивалент дозы  $H_P(d)$  равен эквиваленту дозы в мягкой биологической ткани на глубине d, мм под рассматриваемой точкой на поверхности плоского фантома или на теле взрослого человека.

За операционную величину внешнего облучения для контроля радиационной обстановки принят амбиентный доза)  $H^*(d)$ . (амбиентная Амбиентный эквивалент дозы эквивалент дозы используется для параметризации поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома диаметром 30 см из МКРЕ (шара тканеэквивалентного материала плотностью 1 г/см<sup>3</sup>) [63]. Параметр *d* определяет соотношение операционной и нормируемой величины:

– при d=10 мм величины  $H^*(10)$  и  $H_P(10)$  соответствуют эффективной дозе внешнего облучения;

– при d=3 мм величины  $H^*(3)$  и  $H_P(3)$  соответствуют эквивалентной дозе внешнего облучения хрусталика глаза;

– при d=0,07 мм величины  $H^*(0,07)$  и  $H_P(0,07)$  соответствуют эквивалентной дозе внешнего облучения кожи.

В определении операционных величин внешнего облучения используется эквивалент дозы *H*, который равен поглощенной дозе в точке, умноженной на средний коэффициент качества для излучения, воздействующего на ткань в данной точке:

$$H = \overline{Q} \cdot D = \int_{0}^{\infty} Q(L)D(L)dL, \qquad (10.1.21)$$

где  $\overline{Q}$  – средний коэффициент качества в рассматриваемой точке внутри облучаемого вещества; Q(L) – зависимость коэффициента качества излучения от ЛПЭ; D(L) – распределение поглощенной дозы в точке по ЛПЭ; D – величина поглощенной дозы в рассматриваемой точке. Единица эквивалента дозы – Дж/кг или Зв.

#### Ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения

При индивидуальном дозиметрическом контроле за значение эффективной дозы внутреннего облучения принимают значение ожидаемой эффективной дозы  $E(\tau)$ ,

обусловленной поступлением в организм радионуклидов за определенный период времени:

$$E(\tau) = \sum_{G} \left\{ I_{G,Inh} \cdot e_{G,Inh}(\tau) + I_{G,Ing} \cdot e_{G,Ing}(\tau) \right\}, \qquad (10.1.22)$$

где  $I_{G,Inh}$  и  $I_{G,Ing}$  – величины поступления радионуклида G при вдыхании и заглатывании в течение рассматриваемого периода контроля;  $e_{G,Inh}(\tau)$ ,  $e_{G.Ing}(\tau)$  – дозовые коэффициенты, равные ожидаемой дозе внутреннего облучения вследствие поступления в организм 1 Бк радионуклида при вдыхании и заглатывании. Для определенного радионуклида и пути поступления дозовые коэффициенты определены как

$$e(\tau) = \sum_{T} W_{T} \cdot \int_{t_{0}}^{t_{0}+\tau} \dot{h}_{T}(\tau) dt, \qquad (10.1.23)$$

где  $t_0$  – момент поступления, а  $\dot{h}_T(t)$  – мощность эквивалентной дозы в органе или ткани к моменту времени после поступления 1 Бк радионуклида. Для целей радиационной безопасности принято, что  $\tau = 50$  лет для взрослых людей старше двадцати лет и  $\tau = (70 - g)$  лет – для лиц моложе двадцати лет, имеющих возраст g в момент поступления радиоактивного вещества. Единица измерения ожидаемой эффективной дозы – Дж/кг или Зв.

главной образом, задачей демонстрации Таким соответствия условий использования источников излучения требованиям радиационной безопасности является определение значения индивидуального эквивалента дозы период облучения контроля внешнего 3a величины И поступления радиоактивного вещества в течение периода контроля. В случае годового периода контроля величина эффективной дозы, сравниваемая с пределом дозы, равна

$$E_{T} = H_{P} + \sum_{G} \{ I_{G,Inh} \cdot e_{G,Inh}(\tau) + I_{G,Ing} \cdot e_{G,Ing}(\tau) \}, (10.1.24)$$

где  $I_{G,Inh}$  и  $I_{G,Ing}$  – величины поступления радионуклида G при вдыхании и заглатывании в течение года [63].

## 10.2. Возможный дозовый порог

В новых рекомендациях МКРЗ рассматривается проблема формирования групп потенциального риска среди персонала атомной промышленности, при ЭТОМ отмечается необходимость принятия решений с использованием факторов временного и пространственного распределения процессов людей, формирования некоторой облучения «дозовой матрицы» [69,71] на индивидуальном уровне. По сути речь идет о привлечении всего имеющегося в настоящее время потенциала радиационной эпидемиологии для формирования групп потенциального риска с ориентацией на оказание, в необходимости, адресной медицинской помощи, случае прежде всего, на этапах диагностики онкологических И неонкологических заболеваний.

Как известно, МКРЗ оставил в силе линейную беспороговую модель «доза-эффект», следовательно, можно было бы считать, что в группу потенциального риска должны быть включены все лица, подвергшиеся профессиональному облучению, в том числе, в малых дозах. Однако эпидемиологические исследования, выполненные за последние два десятка лет (Хиросима, Нагасаки, Южный Урал, Чернобыль и др.), свидетельствуют об отсутствии прямых статистически значимых доказательств радиационно-обусловленного канцерогенеза в области малых доз облучения (до 100...150 мЗв).

Представляется интересным рассмотреть два примера: Хиросима, Нагасаки (численность когорты 87,5 тыс. человек) и Чернобыль (Российский национальный радиационно-эпидемиологический регистр, численность когорты 72 тыс. человек) [69].

В первом случае результаты оценки радиационного риска индукции онкологических заболеваний (солидные раки) среди хибакуси (лиц, переживших атомную бомбардировку в 1945 году) свидетельствуют, что для интервала доз 0...50 и 0...100 мЗв риск статистически незначим, если рассматривать 95% доверительный интервал. Риск индукции солидных раков (всех, кроме лейкозов) строго статистически подтверждается для дозовых интервалов 0...150; 0...200; 0...400 мЗв (доверительный интервал 95%). Таким образом, выполненные японские исследования, на которых базируются многие рекомендации МКРЗ, не дают обоснованных доказательств радиационного канцерогенного воздействия при малых дозах облучения (0...100 мЗв).

Во втором случае при наблюдении за участниками ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС, средняя доза которых составляла 107 мГр, значимый радиационный риск установлен только для ликвидаторов, которые получили дозы внешнего облучения более 150 мГр (их примерно 30% от рассматриваемой когорты). Частота заболеваемости лейкозами для этой группы возросла примерно в 2,4 раза по отношению к спонтанному (ожидаемому) уровню.

Известно, что показатель заболеваемости лейкозами является одним из основных факторов, определяющих уровень радиационного воздействия (радиационный риск лейкозов на единицу дозы 1 Зв примерно в 7 раз выше аналогичного солидных раков). Поэтому отсутствие для показателя статистически значимого риска заболеваемости лейкозами среди ликвидаторов в диапазоне доз 0...150 мГр также свидетельствует о серьезных ограничениях в использовании беспороговой модели «доза-эффект» линейной В целях системы радиационной защиты оптимизации персонала, работах с использованием источников занятого на ионизирующих излучений.

Таким образом, выполненные к настоящему времени крупномасштабные эпидемиологические исследования не противоречат введению возможного дозового порога для оценки медицинских последствий радиационного воздействия при малых дозах облучения (в интервале от 0 до, примерно, 100...150 мЗв).

Авторами [69] выполнены расчеты показателя онкозаболеваемости на 100 тыс. человек и величины атрибутивного риска, равного вариабельности спонтанной онкозаболеваемости, а также сделана оценка величины возможного дозового порога, соответствующей этому атрибутивному риску (по регионам России). Показано, что спонтанная вариабельность одинакова для всех рассмотренных регионов и составляет примерно 10%. Для оценки дозового порога использовалось известное в радиационной эпидемиологии понятие обусловленного (атрибутивного) риска:

$$AR = (O - E)/O,$$
 (10.2.1)

где *AR* – величина атрибутивного риска; *O* – наблюдаемый показатель онкозаболеваемости; *E* – ожидаемый показатель онкозаболеваемости.

вариабельности Величина спонтанной показателя определяет условия, при которых можно приближенно оценить эффект влияния облучения на онкологическую заболеваемость. Действительно, влияние радиационного фактора, по крайней проявляться только тогда, когда мере, может риск онкологического заболевания, обусловленного облучением, превысит верхний доверительный предел показателя фоновой заболеваемости, т.е. при выполнении условий неравенства:

$$\Delta \lambda^{pa\partial} > \lambda^{\phi_{oh}}_{up} = \delta \times \lambda^{\phi_{oh}}, \qquad (10.2.2)$$

где  $\Delta \lambda^{pa\partial}$  – риск индукции радиогенного рака;  $\lambda^{\phi o H}$  – риск индукции спонтанного рака (показатель заболеваемости);  $\lambda_{up}^{\phi o H}$  – верхний доверительный предел показателя спонтанной заболеваемости. В этом случае

$$\delta = \frac{\lambda_{up}^{\phi_{oh}} - \lambda^{\phi_{oh}}}{\lambda^{\phi_{oh}}}$$
(10.2.3)

представляет собой долю вариабельности показателя спонтанной заболеваемости от среднего значения. В ином случае этот риск можно отнести как к спонтанному, так и к радиогенному, поскольку радиогенный рак только по клиническим показателям невозможно отличить от фонового.

Радиационный атрибутивный риск (*AR*), являющийся мерой вероятности связи онкологического заболевания с облучением, равен

$$AR = \frac{\Delta \lambda^{pa\partial}}{\lambda^{\phi_{OH}} + \Delta \lambda^{pa\partial}}.$$
 (10.2.4)

Подставляя (10.2.4) в (10.2.3) и решая полученное неравенство относительно *AR*, получаем

$$AR > \frac{\delta}{1+\delta}.$$
 (10.2.5)

Выполнение неравенства (10.2.5) при значении спонтанной вариабельности показателя онкозаболеваемости 10% (AR > 0,1) позволило приближенно оценить величины дозы и возраста при облучении, при которых наблюдаемое онкологическое заболевание можно отнести к радиогенному или включить конкретного человека в группу потенциального риска.

На рис. 10.2.1 показана модель НКДАР ООН, определяющая соотношение между возрастом при облучении и дозой при величине атрибутивного риска 10%. Нижняя, заштрихованная, область представляет собой диапазон возраста и дозы, при которых риск радиогенного рака не превышает случайных флуктуаций фонового риска. Верхняя, незаштрихованная, область дает значения параметров, для которых риск, в случае заболевания, можно рассматривать как радиогенный.



Рис. 10.2.1. Соотношение между возрастом при облучении и дозой при величине атрибутивного риска 10% (модель НКДАР ООН): — риск (спонтанный + радиогенный), — радиогенный риск [69]

Приведенный график может служить для оперативной оценки (с запасом при пролонгированном экспрессной облучении) связи заболевания с облучением или служить приближенным критерием включения ДЛЯ В группу потенциального риска. Например, персона, возраст которой был при начале облучения 35 лет, обладающая накопленной дозой 350 мЗв, имеет основания для включения в группу риска, а в случае заболевания раком это заболевание может рассматриваться как потенциальная профпатология.

На рис. 10.2.1 видно, что минимальное значение дозы, при котором заболевание можно рассматривать как радиоиндуцированное, равно 210 мЗв для возраста при облучении 20 лет. Для возраста при поступлении на работу, связанную с облучением, в 50 лет это значение дозы уже составляет 460 мЗв.

В табл. 10.2.1 [69] приведены оценки предельных доз, при которых радиационный риск будет превышать пределы спонтанной вариабельности онкозаболеваемости (10%).

Таблица 10.2.1

# Значения предельных доз, Зв, при которых атрибутивный риск равен 10%, в зависимости от возраста при начале облучения и времени под облучением [69]

Возраст	Время под риском							
1	04	59	1014	1519	2024	2529	3034	3539
2024	0,23	0,25	0,27	0,28	0,30	0,32	0,34	0,36
2529	0,27	0,28	0,30	0,32	0,34	0,36	0,38	0,40
3034	0,30	0,32	0,34	0,37	0,39	0,41	0,44	0,46
3539	0,35	0,37	0,39	0,42	0,44	0,47	0,50	0,52
4044	0,39	0,42	0,45	0,48	0,50	0,53	0,57	0,60
4549	0,45	0,48	0,51	0,54	0,57	0,61	0,64	0,68

Колонки в этой таблице представляют собой интервал времени под риском (под облучением), а строки – интервал возраста при начале облучения. Например, работник начал облучаться в 35 лет (4-я строка в таблице) и работал под облучением 30 лет (8-я колонка), тогда предельное значение дозы для него равно 0,50 мЗв. Эта таблица может быть трансформирована в зависимость предельной дозы от возраста при начале облучения (строки) и достигнутого возраста (колонки) путем прибавления к возрасту при начале облучения времени под облучением.

Табл. 10.2.1 практически реализует новые рекомендации МКРЗ – использование для оценки радиационного риска дозовременной матрицы.

# 10.3. Оценка возможного риска среди персонала ускорительного комплекса

Рассмотрим характеристики основные структуры комплекса, ускорительного персонала состоящего на индивидуальном дозиметрическом контроле [72,73]. Ha рис. 10.3.1 и 10.3.2 представлено распределение персонала ускорителей ЛУЭ-2000, ЛУЭ-300, ЛУЭ-40 и ЛУЭ-10 по возрастам. Как видно из рисунков, основная часть персонала имеет возраст от 30 до 70 и более лет, средний возраст – 65 лет.

Следующей важной характеристикой структуры персонала является его распределение по стажу или длительности пребывания на ИДК. Это распределение (умершие не учитывались) показано на рис. 10.3.3 и 10.3.4. Наибольшее число работников имеет стаж от 3 до 40 лет (более 200 чел.). Стаж более 40 лет имеют около 40 чел. Имеют место два выраженных максимума: до 5 лет (40 чел.) и от 40 до 45 лет (также около 40 чел.).



Рис. 10.3.1. Распределение по возрасту персонала ускорителей ЛУЭ-2000 (слева) и ЛУЭ-300 (справа), состоящего на ИДК



Рис. 10.3.2. Распределение по возрасту персонала ускорителей ЛУЭ-10 (слева) и ЛУЭ-40 (справа), состоящего на ИДК



Рис. 10.3.3. Распределение по стажу персонала ускорителей ЛУЭ-2000 (слева) и ЛУЭ-300 (справа), состоящего на ИДК



Рис. 10.3.4. Распределение по стажу персонала ускорителей ЛУЭ-10 (слева) и ЛУЭ-40 (справа), состоящего на ИДК

Согласно модели рисков UNSCEAR-94 [74] избыточный относительный и атрибутивный риски зависят от накопленной дозе облучения. Поэтому распределение по накопленной дозе персонала дает примерное представление о численности групп риска по солидным ракам и лейкозам. На рис. 10.3.5 [37,75-77] приведены среднегодовые дозовые затраты персонала ускорительного комплекса ЛУЭ-300–ЛУЭ-2000 за последние 32 года. По горизонтали отложен год, по вертикали – среднегодовая доза в мЗв. Распределение по накопленной дозе персонала, состоящего на индивидуальном дозиметрическом контроле (умершие не учитывались), показано на рис. 10.3.6 и 10.3.7. По горизонтали отложены дозовые интервалы в миллизивертах, по вертикали – численность персонала в дозовом интервале.



Рис. 10.3.5. Среднегодовые дозовые затраты персонала ускорительного комплекса ЛУЭ-2000–ЛУЭ-300



Рис. 10.3.6. Распределение по накопленной дозе персонала ускорителей ЛУЭ-2000 (слева) и ЛУЭ-300 (справа), состоящего на ИДК



Рис. 10.3.7. Распределение по накопленной дозе персонала ускорителей ЛУЭ-10 (слева) и ЛУЭ-40 (справа), состоящего на ИДК



Рис. 10.3.8. Распределение по возрасту (слева), длительности пребывания на индивидуальном дозиметрическом контроле (справа) и накопленной дозе (в центре) персонала ускорителя ЭЛИАС

На рис. 10.3.8 для сравнения приведены распределения по возрасту, длительности пребывания на индивидуальном дозиметрическом контроле и накопленной дозе персонала ускорителя ЭЛИАС. Как следует из рис. 10.3.6 и 10.3.7, накопленные дозы персонала ускорительного комплекса лежат в пределах от 0 до 0,3 Зв. При этом основная часть персонала имеет накопленную дозу менее 0,1 Зв (150 чел. или более 60% персонала). Исходя из того, что атрибутивный риск начинает превышать граничное 10%-е значение при накопленной дозе более 0,3 Зв [69], а также учитывая то обстоятельство, что риск велик при облучении в возрасте от 18 до 40 лет (с течением времени риск экспоненциально убывает), можно сделать вывод пренебрежимо отсутствии ИЛИ малом об значении атрибутивного риска для персонала ускорительного комплекса.

В табл. 10.3.1 приведены суммарные коллективные дозы облучения персонала ускорительного комплекса (S<sub>E</sub>) с 2007 по 2011 г., в табл. 10.3.2 – индивидуальные эффективные дозы внешнего облучения персонала ускорительного комплекса за 2011 год.

Нормы радиационной безопасности Украины (НРБУ-97) рекомендуют при использовании величины риска оперировать «пренебрежимо понятиями, как малый риск», такими «приемлемый риск» и «верхняя граница индивидуального риска». В соответствии с международной практикой, уровень пренебрежимо малого риска принимается равным 10<sup>-6</sup> за год, величина приемлемого риска для персонала принимается равной 10<sup>-4</sup> за год, а для населения – 10<sup>-5</sup> за год. Граница индивидуального риска при облучении персонала принимается равной  $10^{-3}$  за год, для населения –  $5 \cdot 10^{-5}$  за год. Индивидуальный (*r*) и коллективный (*R*) риски возникновения стохастических эффектов от облучения определяются соответственно:

$$r = r_E \cdot E, R = r_E \cdot S_E,$$

где *E*, *S<sub>E</sub>* – индивидуальная и коллективная дозы; *r<sub>E</sub>* –

коэффициент риска, который принимается равным:  $r_E = 5,6 \cdot 10^{-2} \ 3\text{B}^{-1} - для$  профессионального облучения и  $r_E = 7,3 \cdot 10^{-2} \ 3\text{B}^{-1} - для$  населения.

# Таблица 10.3.1

-

#### Суммарные коллективные дозы облучения персонала ускорительного комплекса (S<sub>E</sub>) с 2007 по 2011 г.

1 ---

Повер участка     Участок     Дов вт, м3в     облучения, м3в     облучения, м3в     облучения, м3в       1     Комплекс ЛУЭ-2000     374,4     374,4     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     62,2     62,2     -       3     ЛУЭ-10     27,8     27,8     -       4     ЛУЭ-10     27,8     27,8     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -	Номер		Лоза SE	Доза внешн.	Доза внутр.			
учестка     м3в     м3в     м3в       2007 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     374,4     374,4     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     27,8     27,8     -       3     ЛУЭ-10     27,8     27,8     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       B целом     479,6     479,6     -       2008 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       2009 год     2009 год     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     25,5     25,5     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     2	VUACTKA	Участок		облучения,	облучения,			
2007 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     374,4     374,4     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     62,2     62,2     -       3     ЛУЭ-10     27,8     27,8     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       2008 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     25,0     25,0     -       3     ЛУЭ-10     29,0     264,9     -       2009 год     1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -        275,7     275,7<	y lao i Ka		NI JD	мЗв	мЗв			
1     Комплекс ЛУЭ-2000     374,4     374,4     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     62,2     62,2     -       3     ЛУЭ-10     27,8     27,8     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       В целом     479,6     479,6     -       2008 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       8     целом     372,2     372,2     -	2007 год							
2     Комплекс ЛУЭ-300     62,2     62,2     -       3     ЛУЭ-10     27,8     27,8     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       В целом     479,6     479,6     -       2008 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3	1	Комплекс ЛУЭ-2000	374,4	374,4	-			
З     ЛУЭ-10     27,8     27,8     -       4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       В целом     479,6     479,6     -       2008 год     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       2009 год     -     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -	2	Комплекс ЛУЭ-300	62,2	62,2	-			
4     ЛУЭ-40     33,2     33,2     -       В целом     479,6     479,6     -       2008 год     2008 год     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       В целом     371,7     371,7     -       2009 год     -     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       2010 год     -     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3	3	ЛУЭ-10	27,8	27,8	-			
В целом     479,6     479,6     -       2008 год     2008 год     2     2     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       B целом     371,7     371,7     -       2009 год     2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     - <td< td=""><td>4</td><td>ЛУЭ-40</td><td>33,2</td><td>33,2</td><td>-</td></td<>	4	ЛУЭ-40	33,2	33,2	-			
2008 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       B целом     371,7     371,7     -       2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       E010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       4     ЛУЭ-40		В целом	479,6	479,6	-			
2008 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       В целом     371,7     371,7     -       2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2011 год     - <td></td> <td colspan="7"></td>								
1     Комплекс ЛУЭ-2000     263,6     263,6     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       B целом     371,7     371,7     -       2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       3     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     2     - </td <td></td> <td>2008</td> <td>ГОД</td> <td></td> <td>[</td>		2008	ГОД		[			
2     Комплекс ЛУЭ-300     54,1     54,1     -       3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       B целом     371,7     371,7     -       2009 год     2009 год     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2010 год     -     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2011 год     -     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       2	1	Комплекс ЛУ'Э-2000	263,6	263,6	-			
3     ЛУЭ-10     29,0     29,0     -       4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       В целом     371,7     371,7     -       2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     - <t< td=""><td>2</td><td>Комплекс ЛУЭ-300</td><td>54,1</td><td>54,1</td><td>-</td></t<>	2	Комплекс ЛУЭ-300	54,1	54,1	-			
4     ЛУЭ-40     25,0     25,0     -       В целом     371,7     371,7     -       2009 год     2     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     50,4     50,4     -     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -     -       4     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     -       3     <	3	ЛУЭ-10	29,0	29,0	-			
В целом     371,7     371,7     -       2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2011 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     261,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     261,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     -       3     ЛУЭ-10	4	ЛУЭ-40	25,0	25,0	-			
2009 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     261,9     -       2     Сомплекс ЛУЭ-2000     261,9     261,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     58,8     58,8     -       3     ЛУЭ-10     22,1     22,1     -       4     ЛУЭ-40     23,8     23,8     -<		В целом	371,7	371,7	-			
1     Комплекс ЛУЭ-2000     264,9     264,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2011 год     2011 год     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     2     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     -       3     ЛУЭ-10     22,1     22,1     -       4     <	2009 год							
1     Комплекс ЛУЭ-300     50,4     50,4     50,4     -       3     ЛУЭ-10     31,4     31,4     -     -       4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -     -       В целом     372,2     372,2     -     -       2010 год     2010 год     2010 год     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       2011 год     -     -     -     -       1     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     -       3     ЛУЭ-10     22,1     22,1     -       4 <td>1</td> <td>Комплекс ЛУЭ-2000</td> <td>264.9</td> <td>264.9</td> <td>_</td>	1	Комплекс ЛУЭ-2000	264.9	264.9	_			
3   ЛУЭ-10   31,4   31,4   -     4   ЛУЭ-40   25,5   25,5   -     В целом   372,2   372,2   -     2010 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   275,7   275,7   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   53,3   53,3   -     3   ЛУЭ-10   16,0   16,0   -     4   ЛУЭ-40   28,3   28,3   -     2011 год     2011 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   -     2011 год     1   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     3   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     В целом   388,4   388,4	2	Комплекс ЛУЭ-300	50.4	50.4	_			
4     ЛУЭ-40     25,5     25,5     -       В целом     372,2     372,2     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       В целом     373,3     273,3     -       2011 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     -       3     ЛУЭ-10     22,1     22,1     -       4     ЛУЭ-40     23,8     23,8     -       5     ЭЛИАС     21,8     21,8     -       5     ЭЛИАС     21,8     21,8	3	ЛУЭ-10	31.4	31.4	_			
В целом     372,2     372,2     -       2010 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     275,7     275,7     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     53,3     53,3     -       3     ЛУЭ-10     16,0     16,0     -       4     ЛУЭ-40     28,3     28,3     -       В целом     373,3     273,3     -       2011 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     261,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     261,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     -       3     ЛУЭ-10     22,1     22,1     -       4     ЛУЭ-40     23,8     23,8     -       5     ЭЛИАС     21,8     21,8     -       5     ЭЛИАС     21,8     21,8     -	4	ЛУЭ-40	25.5	25.5	_			
2010 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   275,7   275,7   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   53,3   53,3   -     3   ЛУЭ-10   16,0   16,0   -     4   ЛУЭ-40   28,3   28,3   -     8   целом   373,3   273,3   -     2011 год   2011 год   -   -   -     1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     5   В целом   388,4   388,4   -		В целом	372,2	372,2	-			
2010 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   275,7   275,7   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   53,3   53,3   -     3   ЛУЭ-10   16,0   16,0   -     4   ЛУЭ-40   28,3   28,3   -     8   целом   373,3   273,3   -     2011 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     5   В целом   388,4   388,4   -								
1   Комплекс ЛУЭ-2000   275,7   275,7   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   53,3   53,3   -     3   ЛУЭ-10   16,0   16,0   -     4   ЛУЭ-40   28,3   28,3   - <b>В целом 373,3 273,3</b> -     2011 год     1     Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-2000   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     5   В целом <b>388,4 388,4</b> -	2010 год							
2   Комплекс ЛУЭ-300   53,3   53,3   -     3   ЛУЭ-10   16,0   16,0   -     4   ЛУЭ-40   28,3   28,3   -     В целом   373,3   273,3   -     2011 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     5   В целом   388,4   388,4   -	1	Комплекс ЛУЭ-2000	275,7	275,7	-			
3   ЛУЭ-10   16,0   -     4   ЛУЭ-40   28,3   28,3   -     В целом   373,3   273,3   -     2011 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     В целом   388,4   388,4   -	2	Комплекс ЛУЭ-300	53,3	53,3	-			
4   ЛУЭ-40   28,3   28,3   -     В целом   373,3   273,3   -     2011 год   2011 год   -     1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     В целом   388,4   388,4   -	3	ЛУЭ-10	16,0	16,0	-			
В целом     373,3     273,3     -       2011 год       1     Комплекс ЛУЭ-2000     261,9     261,9     -       2     Комплекс ЛУЭ-300     58,8     58,8     -       3     ЛУЭ-10     22,1     22,1     -       4     ЛУЭ-40     23,8     23,8     -       5     ЭЛИАС     21,8     21,8     -       В целом     388,4     388,4     -	4	ЛУЭ-40	28,3	28,3	-			
2011 год     1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     В целом   388,4   388,4   -		В целом	373,3	273,3	-			
1   Комплекс ЛУЭ-2000   261,9   261,9   -     2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     В целом	2011 год							
2   Комплекс ЛУЭ-300   58,8   58,8   -     3   ЛУЭ-10   22,1   22,1   -     4   ЛУЭ-40   23,8   23,8   -     5   ЭЛИАС   21,8   21,8   -     В целом   388,4   388,4   -	1	Комплекс ПVЭ-2000	261.9	261.9	_			
2 Помплене лу 5 500 36,6 56,6   3 ЛУЭ-10 22,1 22,1   4 ЛУЭ-40 23,8 23,8   5 ЭЛИАС 21,8 21,8   В целом 388,4 388,4 -	2	Комплекс ЛУЭ-2000	58.8	58.8				
4 ЛУЭ-40 23,8 23,8 -   5 ЭЛИАС 21,8 21,8 -   В целом 388,4 388,4 -	3	ПVЭ-10	22.1	22.1	_			
5     ЭЛИАС     21,8     21,8     -       В целом     388,4     388,4     -	4	ЛУЭ-40	23.8	23.8	_			
В целом 388,4 -	5	ЭЛИАС	21.8	21.8	_			
		Вцелом	388,4	388,4	-			

В 2011 году минимальная эффективная индивидуальная доза среди персонала ускорительного комплекса составила 0,8 мЗв, максимальная – 3,0 мЗв. Исходя их этих данных, определим минимальный  $r_{min}$  и максимальный  $r_{max}$  индивидуальные риски [78-79]:

$$r_{min} = 4,5 \cdot 10^{-5}; r_{max} = 1,7 \cdot 10^{-4}.$$

Таблица 10.3.2

# Индивидуальные эффективные дозы внешнего облучения персонала ускорительного комплекса за 2011 год

N⁰	№ Контроль- мовень, мЗв	Ускоритель	Число	Число лиц, получивших дозу, мЗв			
			ЛИЦ	< 1	1-2	2- 5	5- 10
1	13,5	ЛУЭ-2000, КУТ, ЭПОС, ЛИК, ИЛУ- 200	185	14	148	23	-
2		ЛУЭ-300	37	7	19	11	-
3		ЛУЭ-10	13	1	8	4	-
4		ЛУЭ-40	15	-	11	4	-
Всего		250	22	186	42	-	

Из табл. 10.3.2 следует, что наибольшая часть персонала (около 75%) в 2007 году имела эффективную дозу до 2 мЗв. Для этой группы индивидуальный риск равен  $10^{-4}$ , что соответствует пренебрежимо малому значению. Для остальных 25% персонала индивидуальный риск лежит в пределах от  $1,1\cdot10^{-4}$  до  $1,7\cdot10^{-4}$ , что не выходит за границы приемлемого индивидуального риска ( $10^{-3}$ ).

#### 10.4. Проблема оптимизации радиационной защиты

Одним принципов обеспечения радиационной ИЗ безопасности является принцип оптимизации, предусматривающий снижение рисков до настолько низкого ниже дальнейшее которого уровня, снижение рисков нецелесообразно.



Рис. 10.4.1. Оптимизация радиационной защиты

В ценовом выражении задача оптимизации радиационной защиты для персонала, работающего с источниками ионизирующих излучений, может быть сформулирована следующим образом (рис. 10.4.1) [69].

С ростом нормируемой величины дозы облучения, естественно, снижаются затраты, обусловленные технологией реализации допустимых уровней облучения. Вместе с тем нарастают риски медицинских последствий радиационного воздействия и, следовательно, финансовые затраты по их минимизации. По сути дела возникает классическая задача оптимизации, когда необходимо минимизировать некоторый функционал при наличии ограничений на допустимые затраты. технологические затраты при изменении Если норм радиационной безопасности могут быть надлежащим образом проблема «доза-эффект», оценены, ТО с точки зрения медицинских последствий облучения, остается до настоящего времени не решенной.

# 10.5. Эффекты Чернобыля и радиационные риски

Хорошо известно, что количество радиоактивных веществ, выбрасываемых в атмосферу электростанциями, работающими на угле, во много раз больше, чем выбросы атомных электростанций, работающих в штатном режиме, независимо от вида АЭС. Благополучная ситуация меняется, когда на атомной электростанции происходит авария с выбросом радионуклидов в атмосферу. Так произошло при аварии на Чернобыльской АЭС, самой крупной в истории атомной энергетики.

В результате анализа уровней дополнительного радиационного воздействия на окружающую среду установлено [80], что на фоне природных радиационных факторов и излучений, связанных с многолетними испытаниями ядерного оружия всеми странами, аварийный чернобыльский выброс радионуклидов в количестве примерно  $2 \cdot 10^{18}$  Бк добавил к сложившейся ситуации не более 0,05 мЗв в 1986 году, что по дозе облучения составляет 0,1...5% естественного природного облучения (рис. 10.5.1).

В масштабах мировой радиоэкологии эта величина мала, однако в отдельных регионах, вблизи источников радиоактивного загрязнения, создались дозы излучения, значительно превышающие дозы за счет естественного радиационного фона. Кроме того, выпавшие на почву радионуклиды, прежде всего <sup>131</sup>I, <sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr, включились в трофические цепи питания, поступили в организм человека, создавая дополнительные дозы облучения в отдельных органах или организме в целом.

Многочисленные измерения поглощенных доз показывают, что в ряде случаев дозы в щитовидной железе, например, в сотни раз превышали дозы, обусловленные естественным природным излучением, а дозы за счет инкорпорации цезия и стронция в первые послеаварийные годы были в десятки и даже сотни раз выше природных.

Для населения целого государства, всей Европы и всего мира поглощенные дозы облучения за счет Чернобыля в сотни раз ниже доз, обусловленных естественным радиационным фоном. На рис. 10.5.2 [81] показаны пожизненные (за 70 лет) дозы в нескольких европейских странах и в регионах Чернобыля с низким (до 5 Ки/км<sup>2</sup>), средним (до 15 Ки/км<sup>2</sup>) и высоким (до 50 Ки/км<sup>2</sup>) уровнями радиоактивного загрязнения территории: темные столбцы – это дозы за счет естественного фона, заштрихованные – добавка к дозам за счет Чернобыля.



Рис. 10.5.1. Индивидуальные дозы облучения человека за счет различных источников, мЗв/год [80].

До Чернобыльской аварии пожизненные дозы, обусловленные естественным радиационным фоном, в Украине (10-й, 11-й и 12-й столбцы) составляли около 170 мЗв. Это значение лежит между величинами пожизненных доз в Великобритании (9-й столбец, 200 мЗв) и в Польше (6-й столбец, 130 мЗв). После аварии пожизненные дозы даже в регионах Чернобыля с высокими уровнями радиоактивного загрязнения (10-й столбец) составляют около 480 мЗв, что ниже, чем, например, в Финляндии (2-й столбец, 510 мЗв).



Рис. 10.5.2. Пожизненные дозы облучения в различных странах Европы и в Чернобыле. В регионах Чернобыля высокая степень загрязнения – 50 Ки/км<sup>2</sup>, средняя – 15 Ки/км<sup>2</sup>, низкая – 5 Ки/км<sup>2</sup> [81]

Важно отметить, что современные представления 0 техногенной радиации как неотъемлемой части современного базируются на ee весьма ограниченной мира роли В формировании рисков для здоровья человека и других живых организмов по сравнению с техногенными рисками иной обусловленных прежде всего, природы, И, химическим загрязнением окружающей среды [82-85]. Научные оценки

существующих уровней риска для здоровья человека, с воздействием ионизирующего излучения связанных И веществ, показывают химических [86], что вредных практически во всех случаях, в том числе на радиоактивно результате аварий загрязненных территориях, В риски, связанные с радиационным воздействием, лежат в области пренебрежимого или приемлемого риска. В то же время значительная часть населения, главным образом жителей городов, подвергается существенно более высоким рискам, химическим загрязнением окружающей связанным С природной среды.

Существенный вклад в загрязнение воздуха в городах вносят энергетические установки, особенно использующие угольное топливо. Расчеты рисков смерти для населения, проживающего городах крупными угольными В С теплоэнергетическими станциями, показывают, что индивидуальные годовые риски находятся на уровне  $10^{-3}...10^{-4}$ , тогда как связанные с газоаэрозольными выбросами атомных электростанций составляют 2·10<sup>-8</sup>...8·10<sup>-7</sup> [86].

Все это указывает на тот факт, что в сфере использования источников ионизирующих излучений удалось достичь гораздо более серьезных гарантий обеспечения безопасности. И важным фактором достижения этих гарантий явилось формирование жесткой системы регламентации радиационного воздействия.

На рис. 10.5.3 приведены индивидуальные канцерогенные риски смерти от годовой допустимой дозы облучения населения (1 мЗв/год) и экспозиции некоторых химических веществ на уровне ПДК в воздухе населенных мест. Этот рисунок иллюстрирует значительные различия в уровне обеспечения радиационной и химической безопасности.

нормированный радиационный Как видно, риск химического раз меньше рисков оказывается В сотни загрязнения воздуха канцерогенеза OT некоторыми распространенными химическими веществами на уровне ПДК. И число химических веществ, воздействие которых на уровне

установленных нормативов создает риски, лежащие в области неприемлемых значений (10<sup>-2</sup>...10<sup>-4</sup>), достаточно велико.



Рис. 10.5.3. Индивидуальные канцерогенные риски смерти от годовой допустимой дозы облучения населения (1 мЗв/год) и экспозиции некоторых химических веществ на уровне ПДК в воздухе населенных мест [86]

Указанные сравнительные показатели, безусловно, не рассматриваться могут как основание для смягчения требований области обеспечения безопасности В при использовании источников ионизирующих излучений, однако как должны приниматься BO внимание научно ОНИ обоснованный позволяющий факт, вопрос ставить 0 применении единых правил и критериев к уровню обеспечения безопасности всех видов антропогенной деятельности.

# Раздел 11. Информационно-аналитическая система индивидуального дозиметрического контроля ННЦ ХФТИ

### Введение

В разделе 10 (см. подраздел 10.1.5) подробно описаны так называемые «тяжелые» эффекты облучения, развитие которых может привести к преждевременной смерти или существенному сокращению периода нормальной жизни [65–66]. Такие эффекты делятся на две категории: детерминированные, для которых связь между дозой излучения и развитием эффекта однозначно определена, т.е. детерминирована, и стохастические, для которых такая связь носит вероятностный характер.

К категории стохастических эффектов относят раковые и (генетические наследственные заболевания эффекты). Облучение вызывает повышение вероятности таких заболеваний, спонтанно возникающих без всякого облучения и с той или иной частотой наблюдающихся в больших группах людей. При этом радиогенные заболевания неотличимы от спонтанных, что существенно затрудняет определение связи между развившимся заболеванием и облучением. До сих пор не удается обнаружить радиогенные раки при низких дозах облучения. Признано, что современные методы позволяют установить проявление радиогенных раков лишь для доз равномерного облучения всего тела более 200 мЗв [67].

В области малых доз такие наблюдения отсутствуют, поэтому вид зависимости «доза-эффект» в этой области неизвестен. С развитием радиационной безопасности необходимость иметь такую зависимость стала очевидной, и в 1977 году МКРЗ предложила принять линейную беспороговую (LNT – «Linear Non-Threshold») зависимость «доза-эффект» в области малых доз. LNT-гипотеза развития радиогенных стохастических эффектов постулирует, что эти эффекты могут возникать при любых уровнях облучения с вероятностью, пропорциональной дозе.

В новых рекомендациях МКРЗ рассматривается проблема формирования групп потенциального риска среди персонала, работающего с ИИИ, при этом отмечается необходимость принятия решений с использованием факторов временного и пространственного распределения процессов облучения людей, формирования «дозовой матрицы» [69,71] на индивидуальном уровне. По сути, речь идет о привлечении всего имеющегося в настоящее время потенциала радиационной эпидемиологии для формирования групп потенциального риска с ориентацией на оказание, в случае необходимости, адресной медицинской помощи, прежде всего, на этапах диагностики онкологических и неонкологических заболеваний [87–90].

Для этой цели в ННЦ ХФТИ создано программное средство «Информационно-аналитическая система индивидуального дозиметрического контроля» (ИАС ИДК), предназначенное для сбора, хранения и анализа информации о дозах облучения работников за весь период работы с ИИИ [91–94]. Система позволяет оценивать среднегодовые дозы для различных групп персонала, определять наиболее опасные участки работ и наиболее облучаемые группы персонала. Наличие информационной поддержки по анализу дозовых затрат позволит осуществлять планирование мероприятий, направленных на снижение доз облучения персонала и отдаленных рисков радиации.

ИАС ИДК разработана в среде CodeGear Delphi 2007, использует сервер СУБД FireBird 2.1 и работает в диалоговом режиме, что позволяет практически реализовать в нормативной базе ННЦ ХФТИ новые рекомендации МКРЗ, исходящие из научно признанных принципов оптимизации мер управления радиационными рисками, особенно в области малых доз [71].

На основе модели рисков UNSCEAR-94 НКДАР ООН рассчитаны индивидуальные радиационные риски персонала, состоящего на ИДК в ННЦ ХФТИ, сформированы группы потенциального и высокого потенциального радиационных рисков [96].

## 11.1. Описание базы данных программы ИАС ИДК

База данных (БД) программы содержит информацию:

– о сотрудниках, состоящих на ИДК: Ф.И.О. (полностью); личный номер в БД; пол; дата рождения; дата взятия на ИДК; идентификационный номер; предыдущая фамилия, если она менялась в период работы с ИИИ (рис. ПА 1);

– о профмаршруте сотрудников в период работы с ИИИ: дата взятия на работу с ИИИ; дата окончания работы с ИИИ; отдел; должность, на которую был принят сотрудник (рис. ПА 2);

– о полученных сотрудниками дозах облучения: год; квартал; вид излучения; доза в миллизивертах. Информация о дозах для удобства может вноситься как в форму «дозиметрическая карточка сотрудника», когда необходимо внести сразу несколько доз для одного сотрудника (рис. ПА 3,а), так и по отделам, за определенный квартал либо за все кварталы выбранного года (см. рис. ПА 3,б), а также по всем сотрудникам, состоящим на ИДК, за выбранный квартал выбранного года. В последнем случае сразу можно получить информацию о том, имеются ли случаи превышения контрольных уровней доз за выбранный период времени (см. рис. ПА 3,в). Для удобства можно посмотреть, сколько в выбранном году либо за все годы внесено и не внесено доз по отделам и людям в цифрах (рис. ПА 4,а) и пофамильно (см. рис. ПА 4,б).

В справочниках «Отделы» и «Должности» хранятся перечни отделов и должностей в учреждениях ННЦ ХФТИ и СМСЧ №13 (рис. ПА 5, ПА 6).

В справочнике «Виды излучений» содержится перечень видов излучений, которым может подвергнуться работающий с ИИИ персонал. В справочнике «Виды излучений по отделам» хранятся данные о том, какие виды излучений используются в работе в каждом конкретном подразделении (рис. ПА 7).

В справочнике «Допустимый и контрольные уровни доз» содержатся: значения допустимого предела годовой дозы для персонала категории А; значения установленных контрольных

уровней квартальной и годовой доз для ННЦ ХФТИ и СМСЧ №13; индивидуальные значения контрольных уровней доз, установленные для некоторых отделов (рис. ПА 8). Эти данные используются для оперативного оповещения о превышении контрольных уровней доз, а также при анализе доз персонала.

Также БД содержит таблицы для хранения параметров расчета радиационных рисков по различным моделям.

# 11.2. Формируемые отчеты

## 11.2.1. Дозиметрическая карточка

«Дозиметрическая Отчет карточка» быть может сформирован для любого сотрудника, информация о котором имеется в БД. Он формируется в двух форматах (рис. ПБ 1): в формате А4, с указанием всей имеющейся информации о сотруднике, включая накопленную дозу, и в виде брошюры, что необходимо при утере твердой копии дозиметрической пользователь таком случае может карточки. В задать количество пустых строк для заполнения профмаршрута и количество страниц в брошюре, кратное четырем. Накопленная доза в таком формате не выводится, так как предполагается дальнейшее заполнение дозиметрической карточки.

# 11.2.2. Превышение нормативных уровней доз за заданный период

Данный отчет может быть сформирован за любой промежуток времени, по которому имеются данные в БД.

Отчет содержит следующие данные: личный номер сотрудника; Ф.И.О.; отдел; полученную квартальную либо годовую дозу, превышающую установленный порог; промежуток времени, за который была получена данная доза (год/квартал); наименование и значение порога, который был превышен.

Для формирования отчета необходимо задать промежуток времени (начальный и конечный год), за который необходимо

сформировать отчет. Данные отчета могут быть отсортированы по любому полю либо набору полей; для каждого поля можно указать порядок сортировки: по возрастанию либо по убыванию (рис. ПБ 2).

Как видно из рис. ПБ 2,а, последний случай превышения допустимого предела годовой дозы, равного 20 мЗв, был зарегистрирован в 1989 г. Последний случай превышения минимального\* контрольного уровня годовой дозы, равного 8 мЗв, зафиксирован в 1992 г. (см. рис. ПБ 2,б). Последний случай превышения контрольного уровня квартальной дозы, равного 5 мЗв, был зарегистрирован в I квартале 1992 г. (см. рис. ПБ 2,в). Данный отчет (как и все другие отчеты) может быть распечатан либо сохранен в файл .rtf, .pdf, .jpeg в формате A4 (см. рис. ПБ 2,г).

## 11.2.3. Форма 1 – ИДК

Отчет «Форма 1 – ИДК» содержит поля: наименование отдела; количество лиц, состоящих на контроле; количество лиц, получивших дозу в промежутке: менее 2; 2 и более; 5 и более; 10 и более мЗв; коллективную дозу за выбранный период времени; среднюю дозу за выбранный период времени; Ф.И.О. сотрудников, получивших максимальную дозу.

Данный отчет может быть сформирован: за любой квартал, полугодие либо год; за кварталы, полугодия либо годы в промежутке времени между заданными годами (например, за 1-е полугодия с 2000 по 2010 гг.); за весь период ИДК.

На рис. ПБ 3,а представлен отчет «Форма 1 – ИДК» за 2010 г. Здесь столбец «Средняя доза, мЗв» показывает среднюю годовую дозу по отделам в 2010 г.; столбец «Коллективная доза, мЗв» показывает накопленную за 2010 г. дозу и т.д.

На рис. ПБ 3,б показано сравнение отчетов по полугодиям за 10 лет с 2001 по 2010 гг. Как видно из данного рисунка, во

<sup>\*</sup> Для некоторых отделов установлены свои контрольные уровни годовой дозы, превышающие 8 мЗв.

втором полугодии, по большинству отделов и по учреждениям в целом, полученные персоналом накопленные дозы больше, чем в первом полугодии за заданный период времени.

На рис. ПБ 3,в показан отчет «Форма 1 – ИДК» за весь период ИДК с 1957 по 2011 гг. в формате А4. Из данного отчета видно, что коллективная накопленная доза персонала ННЦ ХФТИ за весь период ИДК составила 96 425,87 мЗв, средняя накопленная доза – 56,52 мЗв, максимальная накопленная доза – 577,97 мЗв.

## 11.2.4. Сравнительный анализ среднегодовых доз

Отчет «Сравнительный анализ среднегодовых доз» содержит таблицу и график, представляющие значения среднегодовых доз по выбранным отделам либо по учреждениям за заданный промежуток времени (рис. ПБ 4,а).

Форма для выбора параметров отчета представлена на рис. ПБ 4,б. Пользователь может, по необходимости, добавлять и удалять отделы для отчета, а также формировать группы отделов и включать или исключать их из отчета.

Можно задать тип диаграммы: столбчатая или линейная. На рис. ПБ 4,в приведен данный отчет по отделам за период с 1980 по 2011 гг. и выбрана линейная диаграмма.

Сравнение среднегодовых доз с 1957 по 2011 гг. по учреждениям, состоящим на ИДК, показано на рис. ПБ 4,г.

# 11.3. Биологические эффекты радиационного воздействия на человека

# 11.3.1. Детерминированные эффекты радиационного воздействия (тканевые реакции)

Эффекты, имеющие место только в результате радиационного повреждения/гибели критической популяции клеток в органе или ткани, наблюдаемые только при дозах излучения выше некоторого порога, называются детерминированными

радиационного воздействия эффектами (тканевыми реакциями). Величина данного порога зависит от мощности дозы, ЛПЭ-излучения, облучаемого органа или ткани, объема облучаемой части органа или ткани и рассматриваемого клинического эффекта. С увеличением дозы выше порога вероятность возникновения эффекта резко возрастает до 100%, каждого будет наблюдаться у человека, т.е. эффект подвергшегося облучению. При превышении пороговой дозы тяжесть поражения, включая нарушение способности ткани к восстановлению, увеличивается с ростом дозы [95].

поглощенных 100 мГр диапазоне Д03 B ДО (при высокой воздействии излучения ЛПЭ. низкой или С однократном либо в течение года) нет таких тканей, в которых бы развились клинически выраженные функциональные нарушения. Тем не менее, для профессионального облучения в ситуациях планируемого облучения МКРЗ по-прежнему эффективной рекомендует использование предела дозы. равного 20 мЗв в год, с усреднением по пятилетним периодам (100 мЗв за 5 лет), при условии, что эффективная доза не превысит 50 мЗв ни за один год.

Рис. ПБ 7,д отражает тренд максимальной и средней годовой дозы за весь период ИДК по всем сотрудникам, когдалибо состоящим на ИДК. Из графика видно, что до 1990 года максимальные годовые дозы не превышали допустимый предел дозы в 20 мЗв только в 1962, 1966, 1980, 1981, 1983, 1986–1988 гг.; в 1964, 1975 и 1989 гг. были случаи превышения уровня в 50 мЗв.

С 1990 года максимальные дозы не превышали установленный МКРЗ предел годовой дозы для персонала категории А в 20 мЗв.

### 11.3.2. Теория радиационного гормезиса

По данным ООН средняя годовая эффективная доза среднестатистического человека от естественного фонового облучения составляет: от естественных ИИИ – 2 мЗв (82,61%), от техногенных ИИИ – 0,421 мЗв (17,39%), всего – 2,421 мЗв/год.

Это значение может меняться в зависимости от высоты над уровнем моря, широты, состава почвы и т.д. Таким образом, накопленная доза человека от естественного излучения в течение жизни может составлять 100...700 мЗв.

Подобное воздействие окружающей среды привело к выработке определенной эволюционной адаптации живых организмов для защиты и сведения к минимуму последствий воздействия фонового радиационного облучения. Многочисленные исследования различных организмов: от простейших форм до человека, показывают, что дополнительное облучение в малых и средних дозах, сравнимых с радиационным фоном Земли, иногда оказывает положительное воздействие на организм. У животных повышается жизненная активность и плодовитость, улучшается состояние здоровья, увеличивается продолжительность жизни, предпосевное облучение семян повышает урожайность.

Такое явление радиационного гормезиса\* объясняют увеличением синтеза в клетке ферментов репарации ДНК, активацией мембранных рецепторов, пролиферацией спленоцитов, что, в свою очередь, вызывает стимуляцию иммунной системы, снижает риск заболеваемости инфекционными и онкологическими болезнями, способствует увеличению средней продолжительности жизни [74].

В настоящее время среди ученых нет единого мнения по данного диапазона малых доз, поводу вызывающих стимуляцию жизнедеятельности, но большинство считает, что нижняя граница диапазона малых доз находится выше природного радиационного фона и превышает его в десять раз [97,98]. Верхняя граница диапазона малых доз является менее определенной, поскольку существует большая разница в радиочувствительности различных организмов. Верхним пределом области малых доз считают дозу, в сто раз меньшую дозы радиации, при которой гибнет 50% особей данного вида живых созданий (организмов) на протяжении 30...60 дней

<sup>\*</sup> Гормезис – стимуляция какой-либо системы организма внешними воздействиями, имеющими силу, недостаточную для проявления вредных факторов.

(ЛД50\30). Для растений и животных (даже у радиочувствительных видов млекопитающих) таким верхним пределом диапазона малых доз в настоящее время считается 20...30 мЗв/год, для человека – 30...50 мЗв/год [99].

Отчет «Тренд суммарной годовой/среднегодовой дозы. Сравнение с естественным радиационным фоном и с областью малых доз» позволяет сравнить полученные годовые дозы конкретного сотрудника либо среднегодовые дозы по данному учреждению/подразделению за выбранный период времени с окружающим радиационным фоном, с предельно допустимой годовой дозой и с областью малых доз (см. рис. ПБ 6, ПБ 7). Как видно из данных рисунков, предельно допустимая годовая доза 20 мЗв, действующая в настоящее время, находится примерно в середине области малых доз: 11,4...30 мЗв.

На рис. ПБ 5 показана форма для ввода значений окружающего радиационного фона и верхней границы области малых доз (значение ЛД50\30, делённое на 100). Нижняя граница области малых доз рассчитывается автоматически, путем умножения значения окружающего радиационного фона в мЗв/год на 10. Для составления отчета по данному учреждению/подразделению могут быть выбраны все его сотрудники (работающие и уволенные в настоящее время), что даст тренд среднегодовой дозы по данному учреждению/подразделению, также только работающие либо только уволенные в a настоящее время сотрудники, что даст тренд именно по данной выборке сотрудников. Также можно получить тренд среднегодовой дозы для сотрудников, работающих и уволенных, только работающих, только уволенных или не работающих и не уволенных за любой выбранный период времени. В отчет также можно включать тренд максимальной годовой дозы по выбранному учреждению/подразделению (см. рис. ПБ 7, в, г, д).

Однако на данный момент теория радиационного гормезиса у людей не имеет достаточных эмпирических подтверждений. Поэтому на практике обычно используется линейно-квадратическая модель, которая основана на предположении, что любая, даже самая малая, доза облучения вредна, и вред от нее может быть оценен с помощью моделей радиационного риска.

# 11.3.3. Стохастические эффекты радиационного воздействия на человека

Воздействие излучения на клетку, даже при очень низких дозах, в отличие от спонтанных повреждений при оксидативных процессах, может привести к кластерным и химически сложным повреждениям ДНК, специфическому двойному разрыву ДНК, которые в большинстве случаев восстанавливаются с ошибкой.

Изменения в единичных клетках, такие как генетические изменения или трансформации, могут приводить к развитию злокачественного процесса при облучении соматических клеток и к генетическим заболеваниям у потомства после облучения герминативных клеток родителей. Эффекты, повреждения единичной возникающие из-за клетки, называются стохастическими. По мере роста дозы частота возникновения таких событий нарастает, но при отсутствии других модифицирующих факторов тяжесть возникающих предположительно эффектов не изменяется [99]. Стохастические эффекты (рак и наследственные заболевания) могут наблюдаться в виде статистически достоверного увеличения выхода этих эффектов в течение долгого периода времени после самого облучения [74].

Для оценки вероятности возникновения стохастических эффектов облучения (радиационного риска) существуют различные модели: UNSCEAR, BEIR, CERRIE и т.д. Для расчетов рисков онкозаболеваемости персонала в ИАС ИДК использовалась модель UNSCEAR-94.

# 11.4. Модель радиационных рисков UNSCEAR-94

В 101-й публикации МКРЗ, посвященной оптимизации радиационной защиты, вводится понятие «дозовой матрицы», которая должна учитывать динамику полученных работником доз облучения с момента постановки на ИДК и служить основой для оценки величины индивидуального радиационного риска. Индивидуальный радиационный риск оценивается по модели UNSCEAR-94, разработанной Научным комитетом по

действию атомной радиации при ООН (НКДАР ООН) по данным исследований, проведенных среди облученного, в результате атомных бомбардировок в 1945 году, населения японских городов [74]. В данной модели используются следующие термины:

*EAR* – избыточный абсолютный риск (*Excess Absolute Risk*) – вероятность заболевания радиационно-обусловленным раком;

*ERR* – избыточный относительный риск (*Excess Relative Risk*) – обусловленный облучением прирост (в процентах либо в долях) вероятности заболевания раком относительно фоновой вероятности заболевания раком данной локализации в данном возрасте лица данного пола;

*AR* – атрибутивный риск (*Attributable Risk*)\* – доля фактора облучения (избыточного абсолютного риска) в суммарной вероятности заболеть раком у облученного лица (которая складывается из фоновой вероятности ракового заболевания и *EAR*). В случае исследования облученной когорты или популяции атрибутивный риск показывает, какая доля от всех случаев заболеваний в когорте обусловлена радиационным воздействием.

Согласно модели UNSCEAR-94, если  $m_0$  – фоновое количество раковых заболеваний, а m – наблюдаемое количество заболеваний в группе облученных людей того же пола и той же возрастной категории, то наблюдаемое количество заболеваний среди облученных людей можно выразить через фоновое в аддитивной форме:

$$m = m_0 + EAR, \qquad (11.4.1)$$

где *EAR* – превышение количества наблюдаемых случаев заболеваний над ожидаемым, вызванное облучением; либо для вероятность заболеть раком индивидуума \_ одного В результате облучения. Взаимосвязь *т* и *т*<sub>0</sub> может быть относительное превышение выражена через И числа заболеваний ERR или в мультипликативной форме:

<sup>\*</sup> В англоязычной литературе атрибутивный риск чаще обозначается как *PC* (*Probability of Causation*) – вероятность причинной обусловленности.
$$m = m_0 \cdot (1 + ERR). \tag{11.4.2}$$

Из (11.4.1) и (11.4.2) следует, что

$$EAR = m - m_0,$$
 (11.4.3)

$$ERR = (m - m_0) / m_0. \tag{11.4.4}$$

Из (11.4.3) и (11.4.4) определяем связь между величинами, характеризующими превышение естественного уровня заболеваемости:

$$EAR = m_0 \cdot ERR. \tag{11.4.5}$$

Согласно определению атрибутивный риск представляет собой долю радиационно-обусловленной вероятности заболеть раком в суммарной вероятности заболеть раком для человека данного возраста и пола:

$$AR = EAR/m. \tag{11.4.6}$$

Из (11.4.3), (11.4.5) и (11.4.6) следует:

$$AR = ERR / (1 + ERR).$$
 (11.4.7)

В соответствии с моделью UNSCEAR-94 радиационнообусловленная заболеваемость солидными раками различной локализации при остром кратковременном облучении представляется в виде избыточного относительного риска *ERR* и имеет вид:

$$ERR_{SOL}(s,l,g) = a_{s,l} \times D_g \times \exp(b_l \times (g-25)), \qquad (11.4.8)$$

где *D* – доза облучения, Зв; *g* – возраст на момент облучения; *s* – пол; *l* – локализация заболевания. Параметры риска *a* и *b* приведены в табл. 11.4.1 для различных локализаций заболеваний в зависимости от пола.

Величина  $|b^{-1}| = \tau$  – характерное время, в течение которого эффективность воздействия облучения изменяется примерно в 3 раза (см. табл. 11.4.1). Риск заболевания органов дыхания, мочевого пузыря, пищевода увеличивается с возрастом при облучении, для других локализаций риск заболевания с возрастом при облучении падает.

Статистический анализ данных наблюдений когорты LSS показал, что облучение приводит к увеличению заболеваемости солидными раками только спустя 5...15 лет после облучения. Это так называемый латентный период действия радиации.

Таблица 11.4.1

### Значения параметров модели UNSCEAR-94 избыточного относительного риска для солидных раков различной локализации

Покализация	МКБ-10	Параметр	а, Гр <sup>-1</sup>	Параметр	Характерное время
Jonusinsuqui		муж.	жен.	b, год <sup>-1</sup>	$\tau =  b^{-1} ,$ год
Органы дыхания	C33, C34	0,37	1,06	0,021	47,6
Желудок	C16	0,16	0,62	-0,035	28,6
Мочевой пузырь	C67	1,00	1,19	0,012	83,3
Печень	C22	0,97	0,32	-0,027	37,0
Пищевод	C15	0,23	1,59	0,015	66,7
Ободочная кишка	C18	0,54	1,00	-0,033	30,3
Молочная железа	C50	_	1,95	-0,079	12,6
Остальные	_	0,59	0,39	-0,059	16,9
Все солидные	C00–C80	0,45	0,77	-0,026	38,5

Согласно [69] для пролонгированного облучения относительный избыточный риск солидных раков

$$ERR_{SOL}(u) = a_{s,l} \times \sum_{g=g_0}^{g=u-10} D_g \times \exp(b_l \times (g-25)), \qquad (11.4.9)$$

где *и* – возраст, на который рассчитывается риск заболевания солидным раком; *и*-10 означает, что в расчет берутся только дозы, полученные за 10 лет (средний латентный период для солидных раков) и ранее до расчетного возраста *и*.

Зная  $ERR_{SOL}(u)$  и фоновую заболеваемость раком данной локализации для данного пола и возраста  $m_0(s,l,u)$ , можно вычислить  $AR_{SOL}(u)$ ,  $EAR_{SOL}(u)$  и суммарную вероятность заболеть солидным раком локализации *l* в возрасте *u* с учетом факта облучения –  $m_{SOL}(s,l,u)$ :

$$AR_{SOL}(u) = \frac{ERR_{SOL}(u)}{1 + ERR_{SOL}(u)} \times 100\%; \qquad (11.4.10)$$

$$EAR_{SOL}(u) = m_{0SOL}(s, l, u) \cdot ERR_{SOL}(u); \qquad (11.4.11)$$

$$m_{SOL}(s,l,u) = m_{0SOL}(s,l,u) + EAR_{SOL}(u).$$
(11.4.12)

Данные фоновой повозрастной заболеваемости различными видами солидных раков и лейкемией были взяты из Бюллетеня Национального канцер-реестра Украины №11 за 2008– 2009 гг. [100]. Так как в Бюллетене повозрастная заболеваемость приведена только для Украины в целом, для Харьковской области был произведен пересчет фоновой повозрастной заболеваемости с использованием коэффициентов\*, приведенных в табл. 11.4.2, рассчитанных по данным Бюллетеня.

Таблица 11.4.2

Коэффициенты превышения фоновой заболеваемости
раками по Харьковской области над фоновой
заболеваемостью по Украине

Понотирония	MUT 10	Коэффициент превышения						
локализация	WIND-10	Мужчины	Женщины					
Органы дыхания	C33-C34	0,99	1,30					
Желудок	C16	1,05	1,13					
Мочевой пузырь	C67	0,98	1,54					
Печень	C22	0,97	1,06					
Пищевод	C15	1,13	1,56					
Ободочная кишка	C18	1,04	1,14					
Молочная железа	C50	1,00	1,21					
Остальные	—	1,01	1,05					
Все солидные**	C00–C80	1,01	1,10					
Лейкемии	C91–C95	1,07	1,15					

<sup>\*</sup> Фоновые показатели повозрастной заболеваемости по Украине умножались на коэффициенты из табл. 11.4.2.

<sup>\*\*</sup> Коэффициенты по всем солидным ракам не являются средними по всем разновидностям солидных раков для определенного пола, так как заболеваемость по одним видам солидных раков может быть на несколько порядков выше, чем по другим, и такие виды рака вносят наибольший вклад в коэффициент превышения по всем солидным ракам.

# Фоновая повозрастная заболеваемость злокачественными новообразованиями по Харьковской области (показатели на 100 000 человек в год)

Покапизация	Поп								Возрастн	ая группа	а, лет					
локализация	11011	15-19	20-24	25-29	30-34	35-39	40-44	45-49	50-54	55-59	60-64	65-69	70-74	75-79	80-84	85-
Bce	м	8,00	11,32	19,91	36,65	59,2	112,93	222,58	452,3	766,67	1234,86	1289,16	1943,54	1607,41	1912,25	1566,4
раки	ж	10,06	18,88	42,04	87,26	146,51	224	337,54	484,81	619	825	749,32	1102,37	854,36	909,84	685,36
Органы	М	0,10	0,59	0,69	1,88	4,85	13,36	38,4	99,06	163,88	258,88	274,22	373,87	278,18	259,27	171
дыхания	ж	0,13	0,13	0,78	1,3	2,73	5,2	9,61	16,37	24,17	33,65	42,74	63,27	58,2	62,23	39,63
	М	0	0,11	0,84	3,47	6,3	12,5	24,79	46,43	73,95	127	132,88	195,07	159,04	197,8	129,84
лелудок	ж	0,34	0,34	1,13	3,28	4,3	8,26	12	19,81	30,9	46,18	56,71	93,84	74,6	76,52	53,77
Мочевой	М	0,1	0,2	0,49	1,18	1,96	4,7	8,92	16,46	34,4	64,78	79,28	127,3	110,25	141,41	113,29
пузырь	ж	0,15	0,46	0,31	0,46	0,92	1,54	2,31	4	7,54	13,38	14,77	24,31	22	27,23	21,69
Панани	М	0,19	0,1	0,29	0,68	1,07	1,65	2,82	6,32	11,48	14,98	15,37	23,15	15,86	21,6	23,35
Печень	ж	0,32	0,21	0,21	0,64	0,64	0,42	1,7	2,54	4,77	6,04	6,89	10,92	9,86	10,28	6,57
Пишарал	М	0	0,11	0,11	0,11	0,56	1,58	6,54	14,76	25,92	34,25	29,63	34,14	22,54	21,86	24,45
пищевод	ж	0	0	0	0,16	0,31	0,16	0,31	0,93	2,02	2,02	3,73	6,38	5,44	8,71	3,27
Ободочная	М	0,1	0,31	0,52	1,66	3,31	6,11	10,05	20,61	41,43	77,99	89,9	157,53	122,63	154,32	128,01
кишка	ж	0,11	0,23	0,57	1,94	2,97	5,95	11,09	25,27	37,51	57,06	64,04	104,63	78,33	84,62	61,41
0	М	7,51	9,91	16,99	27,57	41,04	72,82	130,67	247,45	413,82	655,28	665,97	1028,27	896,23	1112,38	971,86
Остальные	ж	8,88	16,66	33,82	62,64	95,14	128,08	186,39	270,5	349,5	460,32	406,08	598,51	480,41	502,97	405,61
Молочная	М	0	0	0	0,1	0,1	0,2	0,4	1,2	1,8	1,7	1,9	4,2	2,7	3,6	4,6
железа	ж	0,12	0,85	5,21	16,84	39,5	74,39	114,13	145,39	162,59	206,33	154,35	200,51	125,52	137,27	93,41
Лейкемии	М	2,99	2,67	2,14	1,92	3,10	3,42	6,09	9,73	18,60	22,98	28,43	42,65	33,78	35,60	26,94
	ж	2,08	1,85	2,08	2,19	3,00	3,93	5,66	7,85	12,01	18,02	18,36	29,91	18,71	13,63	5,43

Как следует из табл. 11.4.2, онкозаболеваемость в Харьковской области в целом выше, чем в среднем по Украине. Значения фоновой повозрастной заболеваемости солидными раками различной локализации и лейкемией по Харьковской области приведены в табл. 11.4.3.

Для вычисления абсолютного избыточного риска возникновения радиационно-обусловленной лейкемии  $EAR_{LEU}$  в возрасте *и* после однократного облучения в возрасте *g* модель UNSCEAR-94 предлагает следующую формулу:

$$EAR_{LEU}(s, g, u) = a_{s,g} \times D_g \times (1 + 0.79 \cdot D_g) \times \exp(-b_{s,g} \times (u - g - 25)), (11.4.13)$$

где a и b – параметры, зависящие от возраста на момент облучения g и пола человека s, их значения приведены в табл. 11.4.4.

Таблица 11.4.4

### Значения параметров модели UNSCEAR-94 избыточного абсолютного риска лейкемии (для расчета *EAR*<sub>LEU</sub> на 100 000 человек в год)

Возраст	Парам Гр	$ b^{-1} b^{-1}$	Парам го,	иетр <i>b</i> , д <sup>-1</sup>	Характерное время $\tau =  b^{-1} $ , год		
	муж.	жен.	муж.	жен.	муж.	жен.	
019	3,3	6,6	0,17	0,07	5,9	14,3	
2039	4,8	9,7	0,13	0,03	7,7	33,3	
40	13,1	26,4	0,07 0,03		14,3	33,3	

Согласно [69] для пролонгированного облучения абсолютный избыточный риск лейкемии равен:

$$EAR_{LEU}(u) = \sum_{g=g_0}^{g=u-2} a_{s,g} \times D_g \left( 1 + 1.58 \sum_{g=g_0}^{g} D_g \right) \times \exp(-b_{s,g} \times (u - g - 25)), \quad (11.4.14)$$

где u – возраст, на который рассчитывается риск заболевания лейкемией;  $\sum_{g=g_0}^{g} D_g$  – накопленная доза к возрасту g; u - 2 означает, что в расчет берутся только дозы, полученные за 258

2 года (средний латентный период для лейкемии) и ранее до расчетного возраста *и*.

Зная значение абсолютного риска лейкемии  $EAR_{LEU}$  и фоновую заболеваемость лейкемией в возрасте *и* для пола *s* –  $m_{0LEU}(s,u)$ , можно вычислить атрибутивный и относительный избыточный риски лейкемии  $AR_{LEU}$  и  $ERR_{LEU}$ , а также вероятность заболеть лейкемией в возрасте *u* с учетом факта облучения –  $m_{LEU}(s,u)$ :

$$AR_{LEU}(u) = \frac{EAR_{LEU}(u)}{m_{0LEU}(s, u) + EAR_{LEU}(u)} \times 100\%; \qquad (11.4.15)$$

$$ERR_{LEU}(u) = \frac{EAR_{SOL}(u)}{m_{0LEU}(s,u)};$$
 (11.4.16)

$$m_{LEU}(s,u) = m_{0LEU}(s,u) + EAR_{LEU}(u).$$
 (11.4.17)

По данным Международной организации труда ежегодно на 1 млн работников происходит порядка 100...1000 случаев травматизма со смертельным исходом [95], поэтому МКРЗ установлен уровень социально приемлемого абсолютного риска, равный 10<sup>-4</sup>...10<sup>-3</sup> в год.

В соответствии с Нормами радиационной безопасности Украины (НРБУ-97) величина  $EAR_{ALL}$  для персонала не должна превышать  $10^{-3}$  [16].

Таким образом, по величине *EAR*<sub>ALL</sub> человек, подвергшийся облучению, может быть отнесен к одной из следующих групп риска:

– пренебрежимо малого риска:  $EAR_{ALL} < 10^{-4}$ ;

– приемлемого риска:  $10^{-4} \le EAR_{ALL} < 10^{-3}$ ;

– повышенного радиационного риска:  $EAR_{ALL} ≥ 10^{-3}$ .

За рубежом основным показателем отнесения человека к той или иной группе риска является атрибутивный радиационный риск [101,102]. В зависимости от значений атрибутивного риска солидных раков  $AR_{SOL}$  и атрибутивного риска лейкоза  $AR_{LEU}$  человек, подвергшийся облучению, может быть отнесен к группе:

– потенциального риска:  $AR_{SOL} ≥ 10\%$  или  $AR_{LEU} ≥ 50\%$ ;

– повышенного потенциального риска:  $AR_{SOL} \ge 20\%$  или  $AR_{LEU} \ge 75\%$ .

В расчетах использовался суммарный избыточный абсолютный радиационный риск солидных раков и лейкозов  $EAR_{ALL}$  как основной показатель\* радиационного риска для отнесения человека к той или иной группе риска. Также были рассчитаны значения атрибутивного радиационного риска солидных раков  $AR_{SOL}$  и лейкозов  $AR_{LEU}$ ; относительного риска солидных раков  $ERR_{SOL}$  и лейкозов  $ERR_{LEU}$ .

Формы для заполнения значений фоновой онкозаболеваемости и параметров модели UNSCEAR-94 показаны на рис. ПБ 8 и ПБ 9 [103,104]. Расчет рисков может быть произведен для любого сотрудника, подразделения, выборки работающих и/или уволенных людей за любой период времени [105–108].

### 11.5. Расчет радиационных рисков сотрудников ННЦ ХФТИ, состоящих на ИДК

# 11.5.1. Характеристика персонала ННЦ ХФТИ в терминах «дозовой матрицы»

Таблица 11.5.1

### Возрастно-половой состав персонала ННЦ ХФТИ, стаж работы

Персоцал	Число		Возраст		Стаж			
Персонал	лиц на ИДК	мин.	средний	макс.	мин.	средний	макс.	
Весь	323	23	55	85	0	21	53	
Мужчины	277	23	56	85	0	22	53	
Женщины	46	24	55	78	0	21	48	

<sup>\*</sup> Рекомендовано Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору РФ (Положение о прогнозировании индивидуальных радиационных рисков от 14.07.2010 г.).



Рис. 11.5.1. Распределение персонала ННЦ ХФТИ по возрастным группам



Рис. 11.5.2. Распределение персонала ННЦ ХФТИ по стажу работы с ИИИ

### Накопленные эффективные дозы персонала ННЦ ХФТИ

Пороонал	Накопленная доза, мЗв						
Персонал	МИН.	средняя	макс.				
Весь	0,08	63,56	577,97				
Мужчины	0,21	65,57	577,97				
Женщины	0,08	51,43	179,64				

Доза, мЗв	<10	10-	25-	50-	100-	150-	200-	250-	300-	350-	400-	450-	500-
Число людей	75	63	53	51	27	40	11	1	1	0	0	0	1

Распределение персонала ННЦ ХФТИ по накопленной дозе



Рис. 11.5.3. Распределение персонала ННЦ ХФТИ по накопленной дозе



Рис. 11.5.4. Зависимость накопленной дозы от возраста и стажа

Гол	Количество	Минимальная	Средняя доза,	Максимальная
ТОД	людей на ИДК	доза, мЗв	мЗв	доза, мЗв
1957	2	1,4	13,4	25,4
1958	9	0,9	8,04	45,3
1959	13	0,7	7,74	30,5
1960	12	0,6	5,8	20,3
1961	13	2,3	11,4	40,3
1962	17	0,4	4,48	10,2
1963	30	0,1	5,94	35,7
1964	36	0,2	3,66	18,6
1965	42	0,1	4,34	19,1
1966	49	0,1	2,62	14,6
1967	50	0,3	3,55	13,8
1968	61	0,4	4,53	18,1
1969	67	0,4	3,74	18
1970	71	0,2	3,33	32,5
1971	73	0,3	3,32	30,2
1972	79	0,2	2,6	12,5
1973	80	0,2	2,62	6,7
1974	82	2,2	18,51	49,9
1975	88	1,1	14,18	43
1976	96	1,8	8,92	30,9
1977	100	0,6	4,97	21,8
1978	105	0,4	7,22	28,8
1979	111	0,3	4,73	23,6
1980	115	0,1	3,82	17,3
1981	121	0,2	3,33	17,8
1982	120	1,1	3,23	31,7
1983	125	0,2	3,02	11,9
1984	134	0,5	2,86	13,6
1985	141	0,1	3,49	12,6
1986	149	0,4	3,59	15,9
1987	149	0,2	2,58	7,9
1988	146	0,4	3,51	12,5
1989	151	0,6	4,29	143,1
1990	154	0,2	3,44	12,6
1991	160	0,4	2,22	6,4
1992	162	0,6	2,54	7
1993	165	0,1	1,75	4,2
1994	163	0,1	1,11	2,2
1995	169	0,1	0,88	1,9
1996	169	0,2	1,23	2,7
1997	175	0,2	1,46	3
1998	176	0,3	1,82	6,1

# Тренд средней, минимальной и максимальной годовых доз

Гол	Количество	Минимальная	Средняя доза,	Максимальная
ТОД	людей на ИДК	доза, мЗв	мЗв	доза, мЗв
1999	179	0,1	1,79	5,6
2000	167	0,3	1,93	5,1
2001	190	0,2	1,9	5,3
2002	209	0,1	1,78	4,7
2003	221	0,5	1,82	4
2004	234	0,1	1,54	3,7
2005	242	0,2	1,51	3,9
2006	252	0,2	1,58	4,7
2007	261	0,1	1,52	3,2
2008	270	0,2	1,58	3
2009	285	0,2	1,63	3,25
2010	302	0,2	1,8	4,36
2011	323	0.08	1.18	2.9



Рис. 11.5.5. Тренд средней и максимальной дозы по работающим в настоящее время сотрудникам ННЦ ХФТИ. Сравнение с окружающим радиационным фоном и областью малых доз

В табл. 11.5.5 значение атрибутивного риска  $AR_{ALL}$  по всем ракам вычислялось как отношение вероятности онкозаболевания (солидным раком или лейкозом) в результате облучения  $EAR_{ALL}$  к суммарной вероятности онкозаболевания в данном возрасте с учетом облучения  $m_{ALL}$ .

# 11.5.2. Расчет радиационных рисков сотрудников ННЦ ХФТИ по модели UNSCEAR-94

Таблица 11.5.5

Поколира	Расчетный		ERR, %	<b>I</b>		AR, %			EAR, *10-3	3
локализация	год	Мин.	Среднее	Макс.	Мин.	Среднее	Макс.	Мин.	Среднее	Макс.
	2011	0,00	6,96	66,84	0,00	5,97	40,06	0,0	0,059	0,737
Мочевой пузырь	2013	0,00	6,53	67,18	0,00	5,59	40,19	0,0	0,057	0,950
	2021	0,01	8,05	69,12	0,01	6,87	40,87	0,0	0,080	0,783
	2011	0,00	3,63	39,27	0,00	3,31	28,20	0,0	0,006	0,062
Печень	2013	0,00	3,33	39,33	0,00	3,04	28,23	0,0	0,006	0,085
	2021	0,00	3,79	36,60	0,00	3,47	28,37	0,0	0,007	0,093
	2011	0,00	3,52	28,27	0,00	3,22	22,04	0,0	0,077	0,786
Органы дыхания	2013	0,00	3,34	28,46	0,00	3,05	22,15	0,0	0,070	0,738
	2021	0,01	4,23	29,58	0,01	3,84	22,83	0,0	0,083	0,506
	2011	0,00	2,24	20,46	0,00	2,12	16,98	0,0	0,022	0,251
Ободочная кишка	2013	0,00	2,06	20,48	0,00	1,95	17,00	0,0	0,021	0,316
	2021	0,00	2,32	20,59	0,00	2,20	17,08	0,0	0,027	0,264
	2011	0,00	1,99	18,42	0,00	1,90	15,56	0,0	0,265	2,962
Все солидные раки	2013	0,00	1,83	18,45	0,00	1,74	15,58	0,0	0,246	3,529
_	2021	0,00	2,08	18,59	0,00	1,99	15,67	0,0	0,303	2,911
	2011	0,10	10,07	58,74	0,10	8,50	37,00	0,0	0,012	0,053
Лейкемии	2013	0,06	9,66	55,46	0,06	8,07	35,67	0,0	0,012	0,050
	2021	0,03	3,70	105,56	0,03	3,33	51,35	0,0	0,007	0,057
	2011	0,00	2,31	18,3696	0,00	2,21	15,52	0,0	0,278	3,015
Все раки	2013	0,00	2,12	18,3715	0,00	2,03	15,52	0,0	0,258	3,579
	2021	0,00	2,13	18,45	0,00	2,03	15,57	0,0	0,310	2,939

Избыточные: относительный (ERR, %), атрибутивный (AR, %) и абсолютный (EAR, \*10<sup>-3</sup>) ралиационные риски

265

Значение относительного риска  $ERR_{ALL}$  по всем ракам вычислялось как отношение вероятности онкозаболевания (солидным раком или лейкозом) в результате облучения  $EAR_{ALL}$  к суммарной фоновой вероятности онкозаболевания в данном возрасте  $m_{0ALL}$ .

Как видно из таблицы, значения относительного риска рака по локализациям могут быть в несколько раз выше, чем в целом по всем видам рака. Это обусловлено различными значениями фоновой заболеваемости, т.е. вклад радиации в прирост вероятности заболеть определенным видом рака может превышать 100%, но при этом сама вероятность заболеть данным видом рака остается на порядок–другой ниже, чем вероятность заболеть другими видами рака в данном возрасте.

#### 11.5.3. Распределение персонала ННЦ ХФТИ по значениям атрибутивного, абсолютного и относительного радиационных рисков

На рис. 11.5.6 показано распределение персонала ННЦ ХФТИ по индивидуальным атрибутивным рискам солидных раков и лейкемии на 2021 год, на рис. 11.5.7. – распределение персонала ННЦ ХФТИ по индивидуальным абсолютным рискам солидных раков и лейкемии на 2021 год,



Рис. 11.5.6. Распределение персонала ННЦ ХФТИ по индивидуальным атрибутивным рискам солидных раков и лейкемии на 2021 г.



Рис. 11.5.7. Распределение персонала ННЦ ХФТИ по индивидуальным абсолютным рискам солидных раков и лейкемии на 2021 г.

На рис. 11.5.8. показано распределение персонала ННЦ ХФТИ по индивидуальным относительным рискам солидных раков и лейкемии на 2021 г.



Рис. 11.5.8. Распределение персонала ННЦ ХФТИ по индивидуальным относительным рискам солидных раков и лейкемии на 2021 г.

Распределение суммарного абсолютного избыточного радиационного риска солидных раков и лейкемии на 2021 год в зависимости от стажа работы показано на рис. 11.5.9.



Рис. 11.5.9. Распределение значений суммарного избыточного абсолютного радиационного риска солидных раков и лейкозов на 2021 г. в зависимости от стажа работы

# 11.5.4. Характеристика групп абсолютного радиационного риска

В табл. 11.5.6 приведена численная характеристика групп риска. В графе «Расчетный год» – год, на который производится расчет суммарного абсолютного избыточного радиационного риска солидных раков и лейкозов  $EAR_{ALL}$ , с учетом десятилетнего латентного периода солидных раков и двухлетнего латентного периода лейкозов.

Расчет-	Число людей	Соотнош	ение групп ј %	Состав групп риска, количество людей			
ныи год	на ИДК	<10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup> -10 <sup>-3</sup>	>10 <sup>-3</sup>	<10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup> -10 <sup>-3</sup>	>10 <sup>-3</sup>
2011	287	54,7	44,6	4,2	147	128	12
2013	323	55,4	39,3	5,3	179	127	17
2021	323	47,4	45,2	7,4	153	146	24

Численная характеристика групп риска

# 11.5.5. Характеристика персонала по группам абсолютного радиационного риска *EAR*<sub>ALL</sub>

В табл. 11.5.7 приведены расчетные значения абсолютного радиационного риска  $EAR_{ALL}$  на 2011 г. (в расчет вошли 287 человек), в табл. 11.5.8 – значения  $EAR_{ALL}$  на 2013 г. (в расчет вошли 323 человека), в табл. 11.5.9 – значения  $EAR_{ALL}$  на 2021 г. (в расчет вошли 323 человека).

Таблица 11.5.7

311011011110	Возраст	Стаж	Накопленная	ΔD	٨D	EAD
Эначение	Dospaci,	Стаж,	Пакопленная	AN <sub>SOL</sub> ,	AN <sub>LEU</sub> ,	$LAK_{ALL}$ ,
показателя	лет	лет	доза*, мЗв	%	%	*10-3
Групп	а повышен	ного ри	ска, 12 человек	(4,2% пе	рсонала)	
Мин.	70	46	167,47	4,91	4,04	1,0221
Среднее	73	<b>48</b>	238,01	6,69	7,28	1,3284
Макс.	84	53	574,90	15,56	13,60	3,0148
Групп	а приемлем	мого рис	ка, 128 человек	: (44,6%)	персонал	a)
Мин.	51	10	32,85	0,46	0,53	0,1000
Среднее	67	36	111,61	3,33	6,20	0,4761
Макс.	76	53	258,80	8,05	19,75	0,9941
Группа пр	ренебрежим	ио малог	го риска, 147 че	ловек (54	4,7% пере	сонала)
Мин.	25	2	0,20	0,00	0,10	0,0000
Среднее	47	11	16,72	0,26	10,60	0,0189
Макс.	85	31	69,94	2,13	37,00	0,0972

Значения EAR<sub>ALL</sub> на 2011 г., в расчет вошли 287 человек

<sup>\*</sup> Накопленная доза, принимаемая в расчет рисков, с учетом латентного периода.

Значение	Возраст,	Стаж,	Накопленная	AR <sub>SOL</sub> ,	AR <sub>LEU</sub> ,	EAR <sub>ALL</sub> ,
показателя	лет	лет	доза, мЗв	%	%	*10 <sup>-3</sup>
Групп	а повышен	ного ри	ска, 17 человек	(5,3% пе	ерсонала)	
Мин.	69	44	170,03	4,79	3,94	1,0012
Среднее	72	47	228,44	6,28	7,33	1,2560
Макс.	84	53	577,97	15,58	12,27	3,5785
Групп	а приемлен	мого рис	ка, 127 человек	x (39,3%)	персонал	a)
Мин.	48	10	34,29	0,54	1,10	0,1029
Среднее	66	35	109,43	3,27	6,03	0,4615
Макс.	76	53	262,30	8,59	25,10	0,9895
Групп	а пренебре	жимо м	алого риска, 17	9 челове	к (55,4%	
персонала)						
Мин.	23	0	0,08	0,00	0,06	0,0000
Среднее	44	8	15,36	0,23	9,60	0,0185
Макс.	76	28	63,83	1,99	35,67	0,0957

Значения EAR<sub>ALL</sub> на 2013 г., в расчет вошли 323 человека

### Таблица 11.5.9

## Значения EAR<sub>ALL</sub> на 2021 г., в расчет вошли 323 человека

Значение	Возраст,	Стаж,	Накопленная	AR <sub>SOL</sub> ,	AR <sub>LEU</sub> ,	EAR <sub>ALL</sub> ,
показателя	лет	лет	доза, мЗв	%	%	$(*10^{-3})$
Групп	а повышен	ного ри	ска, 24 человек	а (7,4% п	персонала	l)
Мин.	57	33	150,25	4,92	2,31	1,0014
Среднее	70	45	211,49	6,05	4,22	1,1853
Макс.	84	53	577,97	15,67	9,48	2,9394
Групп	а приемлен	мого рис	ска, 146 человен	x (45,2%	персонал	a)
Мин.	45	8	23.09	0,49	0,37	0,1000
Среднее	64	32	93.94	3.01	3.82	0,4648
Макс.	85	53	227.58	8.79	51.35	0,9873
Группа пр	енебрежим	ю малог	о риска, 153 че.	ловека (4	47,4% пер	сонала)
Мин.	23	0	0,08	0,00	0,03	0,0001
Среднее	43	6	11.37	0,38	2.73	0,0253
Макс.	76	23	39.05	1.51	11.12	0,0983



Рис. 11.5.10. Распределение персонала из различных групп абсолютного радиационного риска по возрасту и стажу на 2011 г. (а), 2013 г. (б)

На рис. 11.5.10 приведены распределения персонала из различных групп абсолютного радиационного риска по возрасту стажу на 2011 г. (а), 2013 г. (б), а на рис. 11.5.11 – на 2021 г.



Рис. 11.5.11. Распределение персонала из различных групп абсолютного радиационного риска по возрасту и стажу на 2021 г. (в)

### 11.5.6. Характеристика персонала по группам потенциального атрибутивного радиационного риска

Табл. 11.5.10 характеризует группу потенциального атрибутивного радиационного риска на 2011 год (1 человек), на 2013 год (1 человек) и 2021 год (2 человека).

Таблица 11.5.10

	I.		-	,				
Возраст,	Стаж,	Накопленн	ая	AR <sub>SOL</sub> ,	Α	R <sub>LEU</sub> ,	EAR <sub>ALL</sub> ,	EAR <sub>SOL</sub> ,
лет	лет	доза, мЗе	3	%		%	$(*10^{-3})$	$(*10^{-3})$
			20	11 год				
78	53	574,90		15,56	1	3,60	3,0148	2,9616
			20	13 год				
78	53	577,97		15,58	1	2,27	3,5785	3,5287
			20	21 год				
Мужчины	78	53		577,97		15,67	9,48	2,9394
Женщины	78	47		158,42		6,35	51,35	0,5220

Группа потенциального атрибутивного радиационного риска на 2011, 2013 и 2021 год

Ниже в табл. 11.5.11 и 11.5.12 показаны расчеты радиационных рисков персонала ННЦ ХФТИ на 2012, 2014 и 2022 гг., на рис. 11.5.12–11.5.15 – характеристики групп пренебрежимо малого, приемлемого и повышенного радиационных рисков на 2012 год.

### Таблица 11.5.11 Расчет радиационных рисков персонала ННЦ ХФТИ по модели UNSCEAR-94 на 2012, 2014 и 2022 годы

Поколизония	Расчетный		ERR, %			AR, %			EAR, $*10^{-3}$	
локализация	год	Мин.	Среднее	Макс.	Мин.	Среднее	Макс.	Мин.	Среднее	Макс.
	2012	0,00	2,23	18,37	0,00	2,14	15,52	0,000	0,268	3,015
Все раки	2014	0,00	2,08	18,37	0,00	2,00	15,52	0,000	0,261	3,578
	2022	0,01	2,11	18,44	0,01	2,02	15,57	0,000	0,306	2,938
Decement	2012	0,00	1.92	18,44	0,00	1,83	15,57	0,000	0,256	2,963
все солидные	2014	0,00	1.85	18,47	0,00	1,76	15,59	0,000	0,250	3,531
раки	2022	0,00	2.08	18,59	0,00	1,98	15,67	0,000	0,299	2,912
	2012	0,08	10,15	55,57	0,08	8,50	35,72	0,000	0,000	0,001
Лейкемии	2014	0,08	8,54	50,98	0,08	7,29	33,77	0,000	0,000	0,000
	2022	0,03	3,61	108,73	0,03	3,20	52,09	0,000	0,000	0,001
	2012	0,00	6,79	66,98	0,00	5,82	40,11	0,000	0,058	0,738
Мочевой пузырь	2014	0,00	6,65	67,34	0,00	5,69	40,24	0,000	0,059	0,952
	2022	0,02	8,05	69,18	0,02	6,88	40,89	0,000	0,079	0,784
Оболониод	2012	0,00	2,16	20,47	0,00	2,05	16,99	0,000	0,021	0,251
ОООДОЧНая кишка	2014	0,00	2,07	20,49	0,00	1,96	17,01	0,000	0,021	0,316
Кишка	2022	0,00	2,31	20,60	0,01	2,19	17,08	0,000	0,026	0,264
	2012	0,00	3,45	28,34	0,00	3,16	22,08	0,000	0,074	0,788
Органы дыхания	2014	0,00	3,41	28,54	0,00	3,11	22,21	0,000	0,072	0,740
	2022	0,01	4,23	29,61	0,01	3,84	22,85	0,000	0,080	0,506
	2012	0,00	3,50	39,29	0,00	3,20	28,21	0,000	0,006	0,062
Печень	2014	0,00	3,36	39,35	0,00	3,07	28,24	0,000	0,006	0,085
	2022	0,01	3,78	39,60	0,01	3,46	28,37	0,000	0,007	0,092

#### 11.5.7. Характеристика персонала по группам абсолютного радиационного риска на 2012, 2014 и 2022 гг.

Таблица 11.5.12

Расчет-	Число	Число л с ]	иц в групп EAR ALL*	е риска **	Сост	ав групп р EAR ALL	оиска %
ный год*	ИДК**	<10 <sup>-4</sup>	$10^{-4} - 10^{-3}$	>10 <sup>-3</sup>	<10 <sup>-4</sup>	$10^{-4} - 10^{-3}$	>10 <sup>-3</sup>
2012	303	160	130	13	52,8	42,9	4,3
2014	326	182	125	19	55,8	38,3	5,8
2022	326	153	154	19	46,9	47,2	5,8

#### Численная характеристика групп риска

\* Год, на который производится расчет суммарного абсолютного избыточного радиационного риска солидных раков и лейкозов EAR ALL, с учетом десятилетнего латентного периода солидных раков и двухлетнего латентного периода лейкозов.

\*\* Число лиц, для которых производится расчет рисков: со стажем работы с ИИИ не менее двух лет на расчетный год.

\*\*\* Группы риска по значению EAR ALL:

<  $10^{-4}$  – группа пренебрежимо малого риска;  $10^{-4}$ ... $10^{-3}$  – группа приемлемого риска;

 $> 10^{-3}$ - группа повышенного радиационного риска.



Рис. 11.5.12. Распределение значений суммарного избыточного абсолютного радиационного риска солидных раков и лейкозов на 2012 г. в зависимости от: а – возраста; б – стажа; в – накопленной дозы



Рис. 11.5.13. Распределение персонала по индивидуальным: а – относительным; б – атрибутивным; в – абсолютным рискам солидных раков и лейкемии на 2012 г.



Рис. 11.5.14. Распределение персонала по индивидуальным абсолютным рискам: а – солидных раков и б – лейкемии и атрибутивным рискам; в – солидных раков и г – лейкемии на 2012 г. в зависимости от накопленной дозы

277



Рис. 11.5.15. Распределение персонала по индивидуальным абсолютным рискам: а – солидных раков и б – лейкемии и атрибутивным рискам: в – солидных раков и г – лейкемии на 2012 г.в зависимости от возраста

### 11.6. Выводы из раздела 11

Согласно существующим международным стандартам, а также действующим в Украине нормам радиационной безопасности (НРБУ-97) предел индивидуального пожизненного абсолютного радиационного риска для персонала составляет 10<sup>-3</sup> в год.

По моделям радиационных рисков UNSCEAR-94 НКДАР OOH величины были рассчитаны относительного, атрибутивного и абсолютного индивидуальных радиационных персонала ННЦ ХФТИ, состоящего рисков для на дозиметрическом индивидуальном контроле. Ha основе значений абсолютных индивидуальных радиационных рисков сформированы группы пренебрежимо малого, были приемлемого и повышенного радиационных рисков для 2011, 2012, 2013 гг.

Результаты расчетов индивидуальных абсолютных 2021 г. (с учетом 10-летнего радиационных рисков на латентного периода солидных раков и 2-летнего латентного периода лейкемии) показали: из числа работающих с ИИИ в настоящее время сотрудников ННЦ ХФТИ пренебрежимо (менее  $10^{-4}$ ) подвержены малому радиационному риску 153 человека (47,4% персонала), приемлемому (10-4...10-3) – 146 человек (45,2% персонала), повышенному (свыше 10<sup>-3</sup>) – 24 человека (7,4% персонала).

Для последней категории средняя накопленная доза составляет 211,49 мЗв, средний возраст – 70 лет, средний стаж на ИДК – 45 лет. Очевидно, что в эту группу входят работники, принимавшие участие в становлении атомной отрасли на начальных этапах ее развития.

## Приложение А

БД ×		🔊 п	ичные данные	Профмаршрут с	: ИИИ	тр					
- 5 <u>4</u>	В	се учре:	ждения	-			_Φ.μ	1.0.			
🎾 Справочники 🛛 🗧		работан	ощие 💿 в настоящ	ее время				Пличный №	2		•
Персонал 🖇		уволен	ные Ос З 💌	кв. 2011 🔻 г.	по 3 🔻 кв. 2011	• г.		🗌 идентиф.	Nº	j	•
Личные данные	-	Личн. №	Фамилия	Имя	Отчество	Пол	Дата рождения	Предыдущая фамилия	Идентиф. номер	N₽	Γ
		22	Автушко	Анатолий	Андреевич	м	28.06.1937			1	1
🕥 Профмаршрут с ИИИ		58	Азаров	Александр	Иванович	м	17.08.1950			2	
•		169	Азарцов	Михаил	Петрович	м	01.01.1954			3	
. Лозы 🌣		59	Айзацкий	Николай	Иванович	м	19.08.1951			4	1
на Мозон		74	Акчурин	Юрий	Искандерович	м	16.02.1937			5	
Вирсоцир		105	Ананийчук	Мария	Степановна	ж	23.08.1940			6	
👽 результатов ИДК за		165	Андреев	Дмитрий	Георгиевич	м	09.06.1959			7	1
👩 квартал		1670	Анохин	Роман	Александрович	M	19.07.1988			8	
		1695	Артюшенко	Марина	Юрьевна	ж	04.09.1987			9	1
Просмотр		41	Асипчиков	Александр	Александрович	м	22.04.1957			10	1
•		669	Астахов	Александр	Михайлович	M	15.06.1979			11	1
Допустимый и		523	Афанасьев	Сергей	Николаевич	м	22.10.1973			12	1
• контрольные уровни		614	Бабенко	Александр	Владимирович	M	01.01.1963			13	1
- доз		100	Бабенко	Валерий	Валентинович	M	01.01.1969			14	1
		655	Бажанов	Евгений	Петрович	M	10.06.1957			15	1
Отнаты		1698	Бакай	Светлана	Алексеевна	ж	22.03.1978			16	1
A CIACIDI		189	Баранков	Андрей	Иванович	м	29.04.1969			17	1
🕜 Форма 1 - ИДК		541	Баранкова	Bepa	Максимовна	ж	24.07.1939			18	1
. Сравнительный анализ		1687	Барон	Демьян	Ильич	м	03.08.1966			19	1
среднегодовых доз		1677	Безкоровайный	Михаил	Николаевич	м	21.11.1969			20	1
🐜 Расчет радиационных		667	Белашенко	Николай	Якович	м	15.12.1952			21	1
🚽 рисков		1682	Белик	Вадим	Николаевич	м	09.11.1973			22	1
		1672	Белкин	Фёдор	Валерьевич	м	15.02.1983			23	1
Помощь		35	Белоглазов	Владимир	Иванович	M	12.02.1933			24	1
Понощо		644	Беляев	Андрей	Анатольевич	м	13.03.1957			25	1
			Всего:	328							1
🔴 Выход 🔇 🔕			100 million (1997)							1	

### Основные формы программы

#### Рис. ПА 1. Форма «личные оанные»

🤕 ИАС ИДК Национального Нау	иного Це	нтра "Харьковский	физико-технически	й институт НАНУ"					$\mathbf{X}$
БЛ ×		Личные данные	📦 Профмарш	рут с ИИИ 🔍 Просмо	тр			<	D
NA VA	Bce y	чреждения	-			🔲 Ф.И.О.			
💜 Справочники 🏦		іотающие 💿 в наст	оящее время				📃 личный	Nº	
🐐 Отделы	🗹 увс	ленные Ос 1	▼ кв. 2011	🕶 г. по 1 💌 кв. 2011	▼ r.		🗌 идентиф	o. №	
🚳 Лолжности		D			Стаж	работы с И	ИИ		
A Howking and	T N⊡	JINAH' NA		Ф.И.О. –	лет 🖓	Mec. ∇2	дней ⊽з		
🍑 Виды излучений	▶ 1	170	Красников Алек	сей Андреевич	53	11	0		
🥨 . 🗸 📲	2	602	Марченко Дмит	рий Степанович	53	8	19		
отделам	3	115	Крамской Григо	рий Дмитриевич	53	0	0		
	4	571	Толстой Анатол	ий Ефимович	52	2	1		
<b>G</b> 2	5	151	Шраменко Бори	с Иванович	50	11	1		$\mathbf{v}$
🔍 Персонал 🏾 🙁	1	M2 1723			144 44			~ * 5	
🛛 📈 Пичные данные		10 1125		•					
🔊			Красник	ов Алексей Андреев	зич			170	
	Профм	аршрутс ИИИ:							
🍬 Дозы 🔶		Дата начала			Дата оконча	т Ст	аж работы	с ИИИ	
	▼ Nº	работ с ИИИ	Отдел	должность	работ с И	лет лет	Mec.	дней	
Внесение	1	01.01.1958	РиПТБ	Начальник отдела	31.12.197	9	22	0 0	=
за квартал	2	01.01.1980	75-00	Зам. главного инженера			31 1	1 0	
Просмотр									
Допустимый и		Bcero:	2						~
доз		► ►	• ~	× C					

Рис. ПА 2. Форма «Профмаршрут с ИИИ»

	🔊 Личн	ые дан	ные	> Профм	аршрутс И	лии 関	Внесени	ие результатов ИДК		росма	ата	
Во	е учрежде	ения		-					Ф.И.О.			
	работающи	1e 🧕	в настояц	цее время					л	ичный	ίNΩ	-
	уволенные		6 4 -	2010		4 -	va 2010	<b>•</b> •				
	уволенные			NB. 2010	• 15 HG		NB. 2010		Ши	денти	φ. Nº	
					10000				1	Ид	ентиф. №	Пол
ŀ	юмер	5	59		Аиз	ацкии Н	иколаи	Иванович				м
Т					Доза, мЗв	0				~	Видимые ко	лонки:
•	Год	Кв.	бета	гамма	нейтр. быстр.	нейтр. медл.	за год				🔽 бета	
Þ	1979	1	0,10	0,30	0,10		0,50				Г гамма	
		2		0,00			0,00				🔽 нейтр. б	быстр.
		3	0,70	0,00			0,70				🔽 нейтр. м	едл.
		4	0,20	0,00	0,20		0,40				🗆 альфа	
	1980	1	0,20	2,00	0,30	0,20	2,70					
		2	0,10	0,00			0,10					
		3	0,30	0,30			0,60					
		4	0,80	0,80			1,60					
	1981	1	0,30	0,40			0,70					
		2	0,20	0,20	0,20		0,60					
_		3	-	0,00		2 3	0,00					
-		4	0,20	0,50	0,10		0,80					
_	1982	1	0,20	0,30			0,50					
_		2	0,40	0,00	0,20	g	0,60					
_		3	0,20	0,20	0.40		0,40					
-	1002	4	0,40	0,10	0,40		0,90					
-	1983	1	0,40	0,20	0,20		0,80					
		2	0,60	0,20	0,30		1,10			~	🗌 итогова;	я строка
н		+	н н	<b>▲</b>	× n *	· '*					6	<b>E G</b>
	4 из Э	818		•	• •	M						
1	То отделам	По Н	ннц хфти	Дозиметри	ическая карт	точка Ст	атистика					

Nº	Должность	Ф.И.О	личн.№	Эквивалентная доза на тело Hp(10), M3в				
				1 кв.	2 кв.	З кв.	4 кв.	
1	Директор	Довбня А.Н.	101	0,26	0,36	0,51	0,24	
2	Зам. директора по н.р.	Айзацкий Н.И.	59	0,48	0,38	0,56	0,49	
3	Зам. директора по н.т.р.	Репихов О.А.	60	0,34	0,54	0,58	0,42	
4	Зам. главного инженера	Должек М.А.	61	0,38	0,35	0,52	0,41	
5	Старший кассир	Ананийчук М.С.	105	0,19	0,31	0,29	0,23	
6	Начальник лаборатории	Борискин В.Н.	593	0,44	0,46	0,44	0,47	
7	Control of Martine Andreas Law Interpretation 2020, 2020, 2020, 2020, 2020, 2020, 2020, 2020, 2020, 2020, 2020,	Кушнир В.А.	142	0,54	0,43	0,51	0,42	
8		Ранюк Ю.Н.	137	0,21	0,23	0,34	0,24	
9		Тур Ю.Д.	589	0,43	0,28	0,31	0,24	
10		Уваров В.Л.	128	0,39	0,45	0,41	0,39	
11		Шендрик В.А.	572	0,34	0,41	0,43	0,35	
12	ичные данные Срижность Должноста Должноста Должноста Должноста Должноста Должноста Должноста Должноста Старили Должноста	Белоглазов В.И.	35	0,32	0,29	0,32	0,25	
13		Биллер Е.З.	561	0,25	0,31	0,41	0,31	
14		Дронов Р.Н.	576	0,39	0,41	0,43	0,51	
15		Ивахненко А.В.	77	0,38	0,33	0,31	0,39	
16		Косой А.И.	67	0,46	0,59	0,65	0,55	
17		Мамот В.А.	575	0,57	0,54	0,43	0,48	
18		Нещерет С.Ф.	69	0,47	0,41	0,41	0,49	
19		Никитина Т.Ф.	70	0,34	0,29	0,32	0,33	
20		Репринцев Л.В.	583	0,37	0,43	0,44	0,51	
21		Сарвилов А.А.	83	0,26	0,37	0,41	0,41	
№ Должность Ф.И.О   1 Директор Довбня А.Н.   2 Зам. директора по н.р. Айзацкий Н.И.   3 Зам. директора по н.р. Айзацкий Н.И.   3 Зам. директора по н.т.р. Регихов О.А.   4 Зам. главного инженера Должек М.А.   5 Старший кассир Ананийчук М.С.   6 Начальник лаборатории Борискин В.Н.   7 8 Ранюк Ю.Н.   9 10 Уваров В.Л.   11 Шендрик В.А. Белоглазов В.И   13 14 Биллер Е.З.   15 Ивахненко А.В. Косой А.И.   18 Нецерет С.Ф. Никитина Т.Ф.   19 Онов Р.А. Сарвилов А.А.   21 Сарвилов А.А. Сарвилов А.А.   22 Стёлин Д.Л. Верещака В.Н.   8 Вересо: 158	Стёпин Д.Л.	149	0,44	0,45	0,62	0,39		
23	Начальник службы	Кормильцев А.А.	94	0,49	0,39	0,31	0,33	
24	Начальник уск. установки	Верещака В.Н.	112	0,41	0,55	0,56	0,52	
		450						

Рис. ПА 3. Формы для внесения доз: а – дозиметрическая карточка; б – по отделам

a

б

19	957 💌	Квартал 1 🔻	Вид излучения	Bce	-			
пичні	ый №	▼Ф.И.О.						
N₽	Отдел	Должность	Ф.И.О	л.№	Вид излучения	Эквивалентная доза на тело Hp(10), мЗв	Прев. КУ кв.= 5 мЗв	^
1	31-00	H.c.	Антуфьев Ю.П.	449	бета			
2					гамма	6,70		
3					нейтр. б.			
4					нейтр. м.			
5		Инженер	Гончаров К.С.	692	бета			
6					гамма	2,40		
7					нейтр. б.			
8					нейтр. м.			
9		Техник-лаборант	Ключко И.Н.	402	бета			
10					гамма	16,40		
11					нейтр. б.			-
12					нейтр. м.			
13		Лаборант	Надточий И.Ф.	342	бета			
14					гамма	12,40		
15					нейтр. б.			
16					нейтр. м.			
17		Подсобный рабочий	Литвин А.Н.	417	бета			
18					гамма	13,20		
19					нейтр. б.			
20					нейтр. м.			
21	36-00	С.н.с.	Львов А.Н.	434	бета			
22					гамма	19,90		
23					нейтр. б.			
04					нейтр. м.			_

Рис. ПА 3. Формы для внесения доз: в – по ННЦ ХФТИ

о,	ифрах д В	се года 💌								
	_	_		Отделов			Людей		 	
N	₽	Год 🗸 –	всего	набито	не набито	всего	набито	не набито		
	L	2011	18	0	18	318	0	318		
2	2	2010	18	18	0	329	329	0		
3	3	2009	17	17	0	321	321	0		≡
4	1	2008	17	17	0	331	331	0		
5	5	2007	17	17	0	337	337	0		
é	5	2006	17	17	0	338	338	0		
;	7	2005	17	17	0	337	337	0		
8	3	2004	19	19	0	327	327	0		
9	9	2003	21	21	0	316	316	0		
1	0	2002	21	21	0	299	299	0		
1	1	2001	21	21	0	265	265	0		
1	2	2000	22	22	0	244	244	0		
1	3	1999	24	24	0	311	311	0		
1	4	1998	24	24	0	311	311	0		
1	5	1997	25	25	0	321	321	0		
1	6	1996	24	24	0	327	327	0		
1	7	1995	26	26	0	332	332	0		
1	8	1994	26	26	0	331	331	0		
1	9	1993	28	28	0	423	423	0		
2	0	1992	28	28	0	467	467	0		
2	1	1991	28	28	0	556	555	1		
2	2	1990	28	28	0	586	585	1		
2	3	1989	28	28	0	584	583	1		
2	4	1988	28	28	0	602	601	1		
2	5	1987	27	27	0	640	639	1		

a

Рис. ПА 4. Формы «Статистика внесения доз»: а – в цифрах

Переч	ень людей, у н	которых не внесены дозы в 2011	• году		
Nº	Отдел	Должность	Φ.Ν.Ο.	л.№	×
1	11-80	Лаборант	Чечина М.В.	1665	
2	14-00	H.c.	Толстолуцкая Г.Д.	617	
3		М.н.с.	Борисенко В.Н.	665	
4			Петрусенко Ю.Т.	666	
5		Инженер	Астахов А.М.	669	
6			Баранков Д.Ю.	664	
7			Мельниченко В.В.	1	
8			Попов В.Ф.	668	
9		Инжисследователь	Пермяков А.В.	5	
10		Ст. лаборант Лаборант	Копанец И.Е.	618	
11			Автушко А.А.	22	
12			Гоженко С.В.	856	
13			Гожиенко А.К.	2	
14			Крайнюк Е.А.	538	
15			Луценко В.Д.	619	
16			Мищенко П.А.	536	
17			Руденко А.Г.	537	
18	24-00	Инженер	Лодыгина М.С.	638	
19		Инжиссл. 1 кат.	Ладыгина М.С.	640	
20		Лаборант	Марченко А.К.	1676	
21	31-00	H.c.	Немашкало Б.А.	340	
22		Инженер	Глазунов Л.С.	301	
23			Никитин А.В.	620	
24		Лаборант	Митрофанов Н.В.	490	
-			Bcero:	318	

Рис. ПА 4. Формы «Статистика внесения доз»: б – детально



Рис. ПА 5. Форма «Отделы»

б

-	N₽	Учреждение	Должность	Позиция в	(
	70	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Оператор	70	
	71	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Ст. мастер	71	
1	72	CMHC Nº13	-Мастер	72	
1	73	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Аппаратчик	73	
1	74	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Ст. механик	74	
1	75	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Помощник диспетчера	75	
t	76	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Рабочий	76	
t	77	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Электрик	77	
t	78	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	78		
t	79	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	79		
t	80	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Токарь	80	
t	81	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Радио-монтажник	81	
t	82	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Слесарь	82	
t	83	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Слесарь-трубопроводчик	83	
t	84	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Слесарь-сантехник	84	
t	85	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Слесарь-ремонтник	85	
t	86	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Крановщик	86	
t	87	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Сварщик	87	
	88	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Стартер	88	
	89	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Столяр	89	
t	90	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Подсобный рабочий	90	
t	91	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Кладовщик	91	
1	92	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Травильщик	92	
l	93	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Уборщик	93	
1	94	ННЦ "ХФТИ НАНУ"	Уборщ. пр. пом.	94	
	95	CM4C Nº13	Врач-рентгенолог	1	
	96	CM4C Nº13	Инженер-физик	2	
	97	CM4C Nº13	Ренген-лаборант	3	
	98	CMHC Nº13	Санитарка	4	
Г	Brero:		98		

### Рис. ПА 6. Форма «Должности»



Рис. ПА 7. Формы: «Виды излучений» (а); «Виды излучений по отделам» (б)

	Контрольные уровни	кыве уровни доз Контрольный уровень Контрольный уровень Контрольный уровень квартальной дозы, мЗв 00 8,00 5,00		
Ŧ	Допустимый предел годовой дозы, мЗв	Контрольный уровень годовой дозы, мЗв	Контрольный уровень квартальной дозы, мЗв	
Þ	20,00	8,00	5,00	
		▲ ~ × ਞ		Í
l	По отделам Общие			



Рис. ПА.8. Формы «Контрольные уровни доз»: a – общие; б – по отделам

б

a

### Приложение Б

0,31 0,29 0,48 **1,57** 0,33 0,47 0,27 0,00 **1,07** 

12,74

	д	O3HME	рическа	я карта	N≘ <u>78</u> 9	_		2010	2	
	Ста КАРТА № ., 0. Еаргонков Андрей Иванович 39.04.1369 Датавлятия 03.10.1990 Ста маукет ИДК 03.10.1990 Ста бота: 0В 2009-01.12.1990 34-00 .2004-30.05.2008 33-00 .2008-42-00 42-00 .2008-42-00 .015 ЧЕННАЯ ДОЗ ОВАЯ НАГР: Кв. Сега галта ивстр. быхгр. 4 0.20 Игаго за гад: 0.20 1 0.40 1 0.40 1 0.60 1 0.60						3			
THOT.	H. O. Emmora	Андре	и Иванов	204					4	
		, more	a nouro						Ητατο 24 ταμ:	
a	Л	[ата взят	HT I		Стаж рабо	ты пет	мес. дн.	2011	1	
	<u>29.04.1969</u> H	ауче И	<b>TK</b> <u>03.10.1</u>	990	ли	И: 8	1 0		2	
		• •	•						3	
ляня р	аботы: <u>ОВ</u>								4	
			-							
BDe	мя дранметр. конгр	OTE	Utten		д	оленность			Иссотивног	
03.10	1.1990 - 01.12.1990		34-00	_		ласоран Лаборант			TOZA'	
01.0	1.2004 - 30.06.2008	004 - 30.05 33-00 Jabopan 008 - 42-00 Jabopan					доза.			
	2000		42.00			na soparti				
	л	(ОЛУЧЕ)	ная дозо	DBAR HAI	РУЗКА					
				Доза, мЗв			Султарная			
Год	KB.	бете	Tabaya	нейтр.	нейтр.	альфа	доза,			
		vera	Tallita	былатр.	меци.	antina	m3a			
990	4		0,20				0,20			
	Ντατο 32 τας:		0,20				0,20			
2004	1		0,40				0,40			
	2		0,40				0,40			
	4		0.30				0.30			
			1 30				130			
20.05	1		0.60	1			0.60			
	2		0,40				0,40			
	3		0,30				0,30			
	4		0,40				0,40			
	Ητατο 32 ταχ:		1,70				1,70			
<u>4006 – </u>	1		0,40	L			04,0			
	2		0,30				0,30			
	3		0,30				0,30			
	4 Manual and and		1.40				1.40			
0.07			1,40	-			1,40			
.007	2		0,40				0,40			
	2		0.20	<u> </u>			0,00			
	4		0.20				0,20			
	Μτατο 23 τατ:		1.40				1.40			
			0,20				0,20			
008	1						0,50			
2008	1 2		0,50							
2008	1 2 Итаго за гад:		0,50				0,70			
2008	1 2 Итаго за гад; 3		0,50 0,70 0,60				0,70 0,60			
2008	1 2 Итато за гад: 3 4		0,50 0,70 0,50 0,50				0,50 0,50			
2008	1 2 Итаго за гад: 3 4 1		0,50 0,70 0,50 0,50 0,30				0,70 0,60 0,50 0,30			
<u>1008</u>	1 2 Hraro 22 rag; 3 4 1 2		0,50 0,50 0,50 0,50 0,30 0,70				0,70 0,60 0,50 0,30 0,70			
2008	1 2 Итато за гад: 3 4 1 2 3		0,50 0,70 0,50 0,50 0,30 0,70 0,70				0,70 0,50 0,50 0,30 0,70 0,70			

Рис. ПБ 1. Отчет «Дозиметрическая карточка сотрудника»: а – в виде отчета А4

286

a



Рис. ПБ 1. Отчет «Дозиметрическая карточка сотрудника»: б – в виде брошюры

287

N₽	Личн. №	Ф.И.О.	Отдел	Год/Кв	∆2 Доза, мЗв ⊽з	Превышен 🗠 1	[
4829	1472	Зюзгин Н.Н.	B3-1	1975	20,40	ПДа год=20.00 мЗв	
4830	187	Наумов Г.Д.	вэи	1975	20,30		
4831	824	Власенко В.Г.	B3-2	1975	20,30		
4832	139	Немашкало А.А.	B3-2	1975	20,30		
4833	1584	Петрань В.И.	B3-2	1975	20,20		
4834	254	Деняк В.М.	B3-2	1975	20,00		
4835	1468	Ермак Н.М.	РиПТБ	1976	33,10		
4836	602	Марченко Д.С.	A-5	1976	30,90		
4837	172	Затолока М.П.	75-00	1976	30,80		
4838	12	Кохнюк К.С.	B3-3	1976	26,60		
4839	1707	Бутенко М.А.	A-5	1976	25,60		
4840	219	Шевченко Л.А.	35-00	1976	23,10		
4841	3	Кириченко В.Г.	BTC-1	1976	21,80	2	
4842	762	Астапов В.Г.	36-00	1976	21,70		
4843	463	Зинченко В.А.	36-00	1976	20,80		
4844	289	Коваленко Н.А.	ВЭД	1976	20,40		
4845	602	Марченко Д.С.	A-5	1977	21,80		
4846	1460	Губарев В.И.	B3T	1978	28,90		
4847	87	Шовкун П.К.	B3T	1978	28,80		
4848	242	Васильев А.И.	35-00	1978	25,10		
4849	591	Хомяков Е.А.	34-00	1978	24,60		
4850	602	Марченко Д.С.	A-5	1979	23,60		
4851	602	Марченко Д.С.	36-00	1982	31,70		
4852	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	1984	21,90		
4853	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	1985	22,70		
4854	159	Мазилов А.В.	44-00	1989	143,10		

a

Рис. ПБ 2. Отчет «Превышение контрольных уровней и допустимого предела годовои дозы»: а – последние случаи превышения допустимого предела годовой дозы, равного 20 мЗв

N₽	Личн. №	Ф.N.O.	Отдел	Год/Кв ∆2	Доза, мЗв ⊽з	Превышен 🗠 1	ŀ
2311	263	Кулыгин И.В.	35-00	1990	12,50	КГДа=8.00 мЗв	
2312	387	Кияшко В.А.	23-00	1990	12,10		
2313	635	Бондаренко В.Н.	31-00	1990	11,90		
2314	159	Мазилов А.В.	44-00	1990	11,70		
2315	375	Иванов Б.И.	23-00	1990	11,30		
2316	507	Худаев В.А.	36-00	1990	10,80		
2317	733	Гончаренко И.И.	36-00	1990	10,80		
2318	472	Пасечник С.Г.	31-00	1990	10,60		
2319	414	Могила Н.М.	31-00	1990	10,30		
2320	468	Чалый Э.Г.	31-00	1990	10,00		
2321	710	Солодовников Б.Н.	61-00	1990	9,90		
2322	1728	Бережной С.М.	61-00	1990	9,30		
2323	745	Кузьменко В.А.	31-00	1990	9,20		
2324	404	Корнилов Е.А.	23-00	1990	9,20		
2325	1569	Нога В.И.	33-00	1990	9,20		
2326	161	Донец А.И.	44-00	1990	9,10		
2327	441	Яшин П.В.	63-00	1990	8,90		
2328	301	Глазунов Л.С.	31-00	1990	8,80		
2329	652	Берёзка Л.Ф.	33-00	1990	8,60		
2330	288	Завада Л.М.	37-00	1990	8,60		
2331	388	Новиков И.Н.	23-00	1990	8,50		
2332	1460	Губарев В.И.	35-00	1990	8,50		
2333	62	Мелашич В.М.	35-00	1990	8,20		
2334	180	Зуб Л.Л.	Р-кабинет	1992	11,50		
2335	961	Клиценко Г.Е.	РиПТБ	I кв. 1957	23,50	КУ кв.=5.00 мЗв	
2336	1584	Петрань В.И.	B3-1	I кв. 1957	22,50		
	Всего:	4854					

б

Рис. ПБ 2. Отчет «Превышение контрольных уровней и допустимого предела годовой дозы»: б – последние случаи превышения контрольного уровня годовой дозы, равного 8 мЗв

289
C	1957
	TADY

**7** 70 2011

**•** ...

• Nº	Личн. №	Ф.N.O.	Отдел	Год/Кв ∆2	Доза, мЗв ∆з	Превышен 🗠 1	^
3156	549	Потин С.М.	35-00	I кв. 1988	9,80	КУ кв.=5.00 мЗв	
3157	517	Дементьев В.К.	35-00	I кв. 1989	7,60		
3158	159	Мазилов А.В.	44-00	I кв. 1989	134,00		
3159	694	Колодяжный И.П.	31-00	I кв. 1990	5,00		
3160	733	Гончаренко И.И.	36-00	I кв. 1990	5,20		
3161	468	Чалый Э.Г.	31-00	I кв. 1990	5,60		
3162	417	Литвин А.Н.	31-00	I кв. 1990	5,80		
3163	388	Новиков И.Н.	23-00	I кв. 1990	6,20		
3164	745	Кузьменко В.А.	31-00	I кв. 1990	6,40		
3165	635	Бондаренко В.Н.	31-00	I кв. 1990	6,80		
3166	375	Иванов Б.И.	23-00	I кв. 1990	7,00		
3167	404	Корнилов Е.А.	23-00	I кв. 1990	7,20		
3168	441	Яшин П.В.	63-00	I кв. 1990	7,20		
3169	710	Солодовников Б.Н.	61-00	I кв. 1990	7,40		
3170	507	Худаев В.А.	36-00	I кв. 1990	8,60		
3171	488	Немашкало В.А.	31-00	I кв. 1990	9,00		
3172	387	Кияшко В.А.	23-00	I кв. 1990	9,00		
3173	159	Мазилов А.В.	44-00	I кв. 1990	9,40		
3174	519	Бырка В.И.	33-00	I кв. 1991	5,90		
3175	180	Зуб Л.Л.	Р-кабинет	I кв. 1992	5,20		
3176	1625	Тонапетян С.Г.	B3-1	II кв. 1957	5,40		
3177	1591	Порятуй В.С.	РиПТБ	II кв. 1957	5,60		
3178	939	Иващенко В.А.	A-2	II кв. 1957	6,50		
3179	449	Антуфьев Ю.П.	B3-1	II кв. 1957	6,50		
3180	417	Литвин А.Н.	A-2	II кв. 1957	6,60		
3181	1307	Харченко Ю.А.	A-5	II кв. 1957	9,00		
	Bcero:	4854					

в

Рис. ПБ 2. Отчет «Превышение контрольных уровней и допустимого предела годовой дозы»: в – последний случай превышения контрольного уровня квартальной дозы, равного 5 мЗв

№ п/п	Личин. №	Ф.И.О. сотрудника	Отдел	Год / Кв.	Полученная доза, мЗв	Превышен уровень
1	159	Мазилов А.В.	44-00	1989	143,10	КГДа=8.00 мЗв
2	159	Мазилов А.В.	44-00	1989	143,10	ПДа год=20.00 мЗн
3	159	Мазилов А.В.	44-00	I кв. 1989	134,00	КУ кв.=5.00 мЗв
4	602	Марченко Д.С.	36-00	1982	31,70	КГДа=8.00 мЗв
5	602	Марченко Д.С.	36-00	1982	31,70	ПДа год=20.00 мЗн
б	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	1985	22,70	КГДа=8.00 мЗв
7	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	1985	22,70	ПДа год=20.00 мЗи
8	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	1984	21,90	КГДа=8.00 мЗв
9	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	1984	21,90	ПДа год=20.00 мЗи
10	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	I кв. 1985	20,60	КУ кв.=5.00 мЗв
11	1165	Разсукованный Б.Н.	85-60	III кв. 1984	19,30	КУ кв.=5.00 мЗв
12	170	Красников А.А.	75-00	1981	17,80	КГДа=8.00 мЗв
13	602	Марченко Д.С.	36-00	IV kb. 1982	17,60	КУ кв.=5.00 мЗв
14	24	Гладких П.И.	37-00	1980	17,30	КГДа=8.00 мЗв
15	589	Тур Ю.Д.	34-00	1980	17,10	КГДа=11.50 мЗв
16	589	Тур Ю.Д.	34-00	1980	17,10	КГДа=8.00 мЗв
17	1597	Пшенка Н.П.	Р-кабинет	1983	17,10	КГДа=8.00 мЗв
18	161	Донец А.И.	44-00	1986	15,90	КГДа=8.00 мЗв
19	201	Лапин Н.И.	37-00	1980	15,60	КГДа=8.00 мЗв
20	1597	Пшенка Н.П.	Р-кабинет	I кв. 1983	15,60	КУ кв.=5.00 мЗв
21	170	Красников А.А.	75-00	I кв. 1981	15,30	КУ кв.=5.00 мЗв
№ п/п	Личн. №	Ф.И.О. сотрудника	Отдел	Год / Кв.	Полученная доза, мЗв	Превышен уровени

- ---- --- ----

Рис. ПБ 2. Отчет «Превышение контрольных уровней и допустимого предела годовой дозы»:

г – отчет в формате A4 за период 1980–2011 гг. Данные отсортированы по убыванию полученной дозы

	€ga	I - IV 🔻 кв. 2010	<b>▼</b> Γ.	O 3a 1	۲.	в. с ӏ	957	то 2011	▼ rr.		Оза весь период ИД		
-	, <sub>№</sub> Наименование отдела		Кол-во лиц, состоящих на	Число л	иц, пол <sup>.</sup> м3	учивших в	дозу в	Коллек- тивная	Средняя доза, мЗв	Мах доза,	Ф.И.О. сотрудников, получивших max		
		- Crigona	контроле	<2	2-	5-	10-	доза, мЗв	A000, 1100	мЗв	дозу		
	1	Отдел 11-80	1	1	0	0	0	0,61	0,61	0,61	Чечина М.В.		
	2	Отдел 14-00	12	8	4	0	0	20,39	1,70	2,41	Мельниченко В.В.		
	З	Отдел 24-00	2	2	0	0	0	1,28	0,64	0,65	Ладыгина М.С.		
	4	Отдел 31-00	3	3	0	0	0	3,67	1,22	1,39	Надточий И.Ф.		
	5	Отдел 32-00	10	8	2	0	0	16,09	1,61	2,56	Потин С.М.		
	6	Отдел 33-00	26	20	6	0	0	44,19	1,70	2,49	Слютенко Л.С.		
	7	Отдел 34-00	17	17	0	0	0	21,90	1,29	1,73	Осыченко И.Н.		
	8	Отдел 35-00	161	93	68	0	0	311,04	1,93	4,36	Гаевский В.П.		
	9	Отдел 36-00	21	12	9	0	0	39,27	1,87	3,15	Сыромятников А.С.		
	10	Отдел 39-00	17	14	3	0	0	26,93	1,58	2,15	Иващенко В.Е.		
	11	Отдел 42-00	5	2	3	0	0	9,90	1,98	2,35	Шкирида С.М.		
	12	Отдел 44-00	11	3	8	0	0	30,41	2,76	4,05	Тупица В.М.		
	13	Отдел 61-00	17	17	0	0	0	27,43	1,61	1,87	Зинченко Б.Н.		
	14	Отдел 66-00	7	7	0	0	0	3,38	0,48	1,55	Дьяченко А.Ф.		
	15	Отдел 74-00	2	1	1	0	0	4,13	2,07	2,41	Юдин А.В.		
	16	Отдел 75-00	4	4	0	0	0	4,45	1,11	1,34	Крапивный О.Л.		
	17	Отдел 82-50	4	3	1	0	0	4,86	1,22	2,71	Ванжа С.А.		
		ННЦ "ХФТИ НАНУ"	320	215	105	0	0	569,93	1,78	4,36	Гаевский В.П.		
	1	Р-кабинет	7	4	З	0	0	13,13	1,88	2,39	Негреба С.И.		
1		СМЧС №13	7	4	3	0	0	13,13	1,88	2,39	38 2.39 Негреба С.И.		

Рис. ПБ 3. Отчет «Форма 1 – ИДК»: а – за 2010 г.

a

І-ІV ▼ кв. 2010	<b>▼</b> r.	⊙за <mark>І</mark>	-II 🔻	кв. с 2	001	▼ no 2010	▼ гг.		▼ r.	💿 за 🔳	I-IV 🔻 H	в. с 20	DO1	▼ no 2010	▼ rr.	
Наименование	Кол-во лиц, состоящих на	I Число 1 2	- IV L 2	тучивших Зв	дозу в	Коллек- тивная	Средняя	Мах доза,	Кол-во лиц, состоящих на	Число л	иц, пол мЗ	учивших В	дозу в	Коллек- тивная	Средняя	Мах доза,
огдела	контроле	<2	, 1 	5-	10-	доза, мЗв	доза, мов	мЗв	контроле	<2	2-	5-	10-	доза, мЗв	доза, мов	мЗв
Отдел 11-80	1	1	-11 11-1V	0	0	0,35	0,35	0,35	1	1	0	0	0	0,46	0,46	0,46
Отдел 14-00	21	6	9	6	0	69,41	3,31	8,35	21	6	9	6	0	79,05	3,76	9,68
Отдел 22-00	1	1	0	0	0	0,00	0,00	0,00	1	1	0	0	0	0,90	0,90	0,90
Отдел 24-00	5	4	0	1	0	10,01	2,00	7,40	5	4	0	1	0	9,37	1,87	6,40
Отдел 27-00	1	0	1	0	0	2,50	2,50	2,50	1	0	1	0	0	3,10	3,10	3,10
Отдел 31-00	4	3	1	0	0	6,07	1,52	2,30	4	3	1	0	0	6,50	1,63	2,70
Отдел 32-00	11	0	5	5	1	67,44	6,13	10,21	12	1	5	4	2	74,71	6,23	11,22
Отдел 33-00	52	5	19	28	0	267,65	5,15	9,83	52	3	18	30	1	280,40	5,39	11,80
Отдел 34-00	19	2	5	12	0	90,84	4,78	6,54	19	1	4	14	0	99,76	5,25	6,61
Отдел 35-00	190	19	24	113	34	1 377,22	7,25	16,49	190	12	24	103	51	1 505,32	7,92	17,86
Отдел 36-00	25	7	5	11	2	128,88	5,16	12,27	26	5	7	10	4	145,92	5,61	13,15
Отдел 37-00	5	2	2	1	0	18,00	3,60	6,70	4	1	1	2	0	16,90	4,23	6,60
Отдел 39-00	18	0	3	15	0	117,58	6,53	9,76	18	0	2	15	1	126,36	7,02	10,38
Отдел 42-00	6	2	2	1	1	22,53	3,76	10,11	6	1	3	1	1	25,17	4,20	10,84
Отдел 44-00	16	1	4	6	5	117,64	7,35	14,34	16	1	4	7	4	114,87	7,18	12,51
Отдел 61-00	19	1	7	11	0	92,64	4,88	7,03	19	1	7	11	0	98,09	5,16	7,08
Отдел 66-00	4	3	1	0	0	8,75	2,19	4,25	10	8	1	1	0	12,03	1,20	5,10
Отдел 74-00	2	0	0	2	0	17,27	8,64	9,48	2	0	0	1	1	21,96	10,98	13,23
Отдел 75-00	5	0	0	5	0	28,34	5,67	6,31	5	0	0	5	0	29,01	5,80	6,43
Отдел 82-50	6	3	1	2	0	18,16	3,03	8,70	6	3	1	2	0	19,59	3,27	8,40
ННЦ "ХФТИ НАНУ"	411	60	89	219	43	2 461,28	5,99	16,49	418	52	88	213	65	2 669,47	6,39	17,86
Р-кабинет	10	2	4	4	0	43,70	4,37	9,60	11	3	5	1	2	45,13	4,10	10,75
СМЧС №13	10	2	4	4	0	43,70	4,37	9,60	11	3	5	1	2	45,13	4,10	10,75

Рис. ПБ 3. Отчет «Форма 1 – ИДК»: б – накопленные, средние дозы и распределение накопленных доз с 2001 по 2010 г. Сравнение I и II полугодий

293

б

20		20	1	0	1	20	2 2 2 0 0 4	107.27	262.20	Managara & D
٥د	Отдел 44-00	ا د	1	U	1	28	3 220,90	107,37	202,30	Мазилов А.В.
39	Отдел 53-30	2	0	0	2	0	17,90	8,95	9,10	Милик А.Г.
40	Отдел 54-10	2	0	0	0	2	22,30	11,15	11,30	Васильченко В.Н.
41	Отдел 55-00	б	0	3	0	3	51,10	8,52	14,50	Цуриков В.А.
42	Отдел 57-20	1	0	0	0	1	66,90	66,90	66,90	Козыр В.В.
43	Отдел 61-00	14	0	2	б	б	315,40	22,53	153,90	Веневцев И.П.
44	Отдел 62-00	1	0	0	0	1	59,10	59,10	59,10	Костин В.Я.
45	Отдел 63-00	15	2	0	2	11	272,00	18,13	82,50	Оноприенко В.Т.
46	Отдел 64-00	2	2	0	0	0	2,20	1,10	1,60	Китаевский К.М.
47	Отдел бб-00	27	5	3	3	16	1 222,43	45,28	577,97	Марченко Д.С.
48	Отдел 74-00	2	0	0	0	2	79,49	39,75	49,94	Мушников В.Н.
49	Отдел 75-00	5	0	0	0	5	526,60	105,32	302,46	Красников А.А.

№ п/п	Наименование объекта	Кол-во лиц, состоящих	Числолиц, получивших эффективную дозу в мЗв		Коллек- тивная	Средняя доза,	Мах доза,	Ф.И.О. сотрудников, получивших		
		на контроле	<2	2-	5-	10-	доза, мЗв	мЗв	мЗв	максимальную дозу
50	Отдел 82-50	10	4	0	1	5	111,98	11,20	36,80	Коринчук Ю.И.
51	Отдел 85-60	2	0	0	0	2	175,60	87,80	104,80	Разсукованный Б.Н.
52	пэу	9	1	0	3	5	255,80	28,42	166,20	Снегуров В.И.
53	РЭ-1	14	б	5	3	0	48,40	3,46	9,80	Колосов В.Н.
54	РиПТБ	26	1	4	б	15	751,90	28,92	135,80	Злищев Н.С.
55	У-2	4	1	2	0	1	76,60	19,15	65,90	Прядко В.М.
56	УИ	8	0	1	0	7	323,20	40,40	78,80	Иванов В.В.
57	УСА	4	0	1	0	3	94,00	23,50	48,40	Гладких Д.А.
58	УТЧ-1	5	0	0	0	5	244,00	48,80	120,90	Гирка А.А.
	Всего по ННЦ "ХФТИ НАНУ"	1706	112	130	186	1278	96 425,87	56,52	577,97	Марченко Д.С.
1	Р-кабинет	17	4	0	5	8	277,34	16,31	101,27	Зуб Л.Л.
	Всего по СМЧС №13	17	4	0	5	8	277,34	16,31	101,27	Зуб Л.Л.

# Рис. ПБ 3. Отчет «Форма 1 – ИДК»:

в – накопленные, средние дозы и их распределение за весь период ИДК 1957–2011 гг.



Рис. ПБ 4. Отчет «Сравнительный анализ среднегодовых доз» по отделам ННЦ ХФТИ: а – за период 2006–2010 гг. Выбрана столбчатая диаграмма

295

a



Рис. ПБ 4. Отчет «Сравнительный анализ среднегодовых доз»: б – форма для выбора параметров отчета



Рис. ПБ 4. Отчет «Сравнительный анализ среднегодовых доз» по отделам ННЦ ХФТИ в – за период 1980–2011 гг. Выбрана линейная диаграмма

в



Рис. ПБ 4. Отчет «Сравнительный анализ среднегодовых доз»: г – по учреждениям за период 1957–2011 гг.

298

г

💲 ИАС ИДК Национального Науч	ного Центра "Харьковский физико-технический институт НАНУ"		_ d 🔀
БД ¥	Просмотр 🔯 Расчет радиационных рисков		
X.t.	Все учреждения	🔲 Ф.И.О.	
Справочники ×	✓ работающие Ов настоящее время	личный №	-
🤽 Персонал 🔹	У уволенные ● с 1 ▼ кв. 1957 ▼ г. по 4 ▼ кв. 2011 ▼ г.	□идентиф. №	-
	<b>↓</b> № Φ.И.Ο.	Стаж работы с ИИИ	Личн. №
	л	ет мес. дней	
📫 Профмаршрут с ИИИ	3 Авдеев Анатолий Константинович	<b>18</b> 4 0	377
	<ul> <li>Автушко Анатолий Андреевич</li> </ul>	<b>36</b> 0 11	22
_⊙ Дозы ^	5 из 1699	H4 44 4 b bb	HH C1 + '*
Внесение результатов ИДК за	Расчет для 🔿 Автушко Анатолий Андреевич	<ul> <li>Все учрежд</li> </ul>	ения
🛬 квартал	Фоновая повозрастная заболеваемость солидными раками и лейкозами Сравне	ение с радиационным фоном	< >
Просмотр	Средний радиационный фон Земли, мЗв/год 2,42		
Допустимый и • • контрольные уровни • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	Местный радиационный фон, м3в/год 1,14		
Отчеты 💲	Нижняя граница диапазона малых доз, 11,40 мЗв/год		
Форма 1 - ИДК	Верхняя граница диапазона малых доз, 30,00 мзв/год, (ЛД50\30 чел. / 100)		
Сравнительный анализ среднегодовых доз	• • X 1		
Расчет радиационных рисков			
Помощь	Включить в отчет тренд максимальной годовой дозы		
Выход	<u>6</u> <u></u>		

Рис. ПБ 5. Форма для заполнения параметров отчета «Тренд среднегодовой /и максимальной/ дозы. Сравнение с радиационным фоном»

#### дозиметрическая карта № <u>602</u>

Фамплия, И., О. Марченко Дмитрий Степанович								
Дата	05 10 1000	Дата взятия	Стаж работы	лет	Mec.	дн.		
рождения	05.10.1933	на учет ИДК 01.01.1958	с ИИИ :	53	8	20		

Условия работы: <u>OB</u>

No	Время дозиметр. контроля	Отдел	Должность
1	01.01.1958 - 19.07.1966	A-3	Лаборант
2	01.10.1966 - 31.12.1979	A-5	Лаборант
3	01.01.1980 - 31.12.2003	36-00	Лаборант
4	01.01.2004 - 31.12.2007	66-00	Инженер
5	01.01.2008 - 31.12.2010	61-00	Инженер
6	01.01.2011 -	66-00	Инженер





Рис. ПБ 6. Отчет «Тренд суммарной годовой дозы, мЗв. Сравнение с окружающим радиационным фоном и с областью малых доз» для выбранного сотрудника



Рис. ПБ 7. Отчет «Тренд среднегодовой (и максимальной) дозы, мЗв. Сравнение с окружающим радиационным фоном и с областью малых доз» для выбранного учреждения/подразделения за выбранный период: а – тренд по всем (работающим и уволенным) сотрудникам ННЦ ХФТИ; б – тренд по работающим в настоящее время сотрудникам ННЦ ХФТИ



Рис. ПБ 7. Отчет «Тренд среднегодовой (и максимальной) дозы, мЗв. Сравнение с окружающим радиационным фоном и с областью малых доз» для выбранного учреждения/подразделения за выбранный период: в – тренд по всем (работающим и уволенным) сотрудникам СМСЧ №13; г – тренд по уволенным в настоящее время сотрудникам СМСЧ №13



Рис. ПБ 7. Отчет «Тренд средней (и максимальной) годовой дозы. Сравнение с окружающим радиационным фоном и с областью малых доз» для выбранного учреждения/подразделения за выбранный период: д – тренд средней и максимальной годовой дозы по работающим и уволенным сотрудникам за весь период ИДК (с 1 квартала 1957 г. по 4 квартал 2011 г.)



Рис. ПБ 8. Форма для заполнения значений фоновой повозрастной онкозаболеваемости

👶 ИАС ИДК Национального Науч	ного Центра " Х	(арьковский физ	ико-технич	еский инстит	ут НАНУ"	_	_	_	_	_ 2 🔀
БД ×		мотр 😡 Р	асчет ради	ационных ри	сков					
Net	Все учрежде	ения		-				]Ф.И.О.		
🍑 Справочники 🛛 🗧	🗹 работающи	ие 💿 в настоя	щее время						личный №	•
🤽 Персонал 🌸	🔲 уволенные	• Oc 3 •	кв. 2011	🔹 г. по	3 🔻 кв.	2011 🔻	r.	<b>—</b> I	идентиф. №	•
	▼ NQ			Ф.И.О.			Стая	к работы с	иии	Личн. №
							лет	Mec.	дней	
📫 Профмаршрут с ИИИ	▶ 1 ABTY	ико Анатолий	і Андреев	ИЧ			36	2	2 9	22
	2 Asap 3 Asap	лов Александр Пов Михаил П	етпович				5	3	3 9	169
. Дозы 🙁			e pobrit							M
Виосоцио	1 из Э	328				•		144 44		* * 10 14
результатов ИДК за	Расчет для	0	Автуши	ю Анатол	ий Андре	евич	۲		Все учрежд	ения
	Модель UN	ISCEAR-94 До	зовая матр	ица Фонов	зая повозрас	гная заболев	аемость сол	идными рак	ами и лейкозами	1 Сравнени < >
Просмотр	Значения па	раметров избыт	ОЧНОГО ОТН	юсительного	радиационн	ого риска ER	R для солид	ных раков	Расчет рисков для	сопидных раков :
	№ Ло	окализация	МКБ-10	Параметр	а, Зв(-1)	Параметр	b, Характер	ное время	$ERR_{uut}(u) = a_{uut} \times \frac{\pi}{2}$	$\sum_{j=1}^{n-1} D_j \times \exp(b \times (g-25))$
Допустимый и				муж.	жен.	год (-1)	t= b(-	1) , годы	ERR	-Tu
	1 Opra	аны дыхания Желулок	C33, C34	0,37	1,06	0,021	4	7,6	$AR_{ux}(u) = \frac{1}{1 + ERR}$	-100%,
	З Моч	келудок Іевой пузырь	C67	1.00	1 19	-0,035		33	$EAR_{SOL}(u) = AR_{SOL}$	·т <sub>олод</sub> (и),
45	4	Печень	C22	0,97	0,32	-0,022	-3	37,0	Расчет рисков для	пейкозов :
Парадина Стчеты 🌣	5 1	Пищевод	C15	0,23	1,59	0,015	6	6,7		… ວ (ນ ນ ຫ≣າວ )]
Форма 1 - ИДК	6 0604	дочная кишка	C18	0,54	1,00	-0,033	-3	30,3	$EAR_{IEU}(u) = \sum_{n=1}^{N-1}$	$a_{g,r} \times D_{g} \left( \begin{bmatrix} 1+1, 20 \geq D_{g} \\ -\infty \end{bmatrix} \right)$
ста Сравнительный анализ		очная железа Остапьчые	C50	0.50	1,95	-0,079	-1	2,7		$\left(\exp\left(-b\times\left(u-g-25\right)\right)\right)$
среднегодовых доз	9 Bce o	олидные раки	C00-C80	0,59	0,39	-0,059		10,9 18.5	$AR_{LEU}(u) = \frac{E}{m_{LEU}(u)}$	$\frac{AR_{HU}(u)}{(u) + RAR_{HU}(u)} \cdot 100\%,$
Расчет радиационных рисков	Значения па	раметров избыт	очного абс	олютного ра	диационного	риска EAR д	ля лейкозов	(C91-C96)	$ERR_{IEU}(u) = \frac{EAR_{II}}{u}$	$\frac{(u)}{(u)}$
	Возраст с	3,	Мужч	ины		Же	енщины		$m = m_0 + EAR_{corr}$	(2)
Помощь 🔿	годы	a, 3B(-1)	b, год	(-1) t, r	ода, 3	38(-1) b,	год(-1)	t, год	Тип диаграммы	
	20-39	3,30	0,1	/ 5	7 6	,60	0,07	14,3	• столбчатая	С линейная
Выход	40-	13,10	0,1	7 14	3 2	5,40	-0,03	-33,3		
	<b>•</b> •	x a							õ	à 🖃 🍙

Рис. ПБ 9. Форма для заполнения значений параметров модели UNSCEAR-94

#### Заключение

Современный этап развития общества характеризуется интенсивным развитием научных исследований, направленных на решение проблем обеспечения экологической безопасности Для Украины, учитывая последствия жизнедеятельности. аварии на Чернобыльской АЭС, особое место среди этих проблем занимают задачи по защите человека от воздействия ионизирующих излучений техногенного происхождения, нормирования дозиметрии, радиоэкологии, задачи И радиационной эпидемиологии. Решению этих задач на примере ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 и посвящена настоящая монография.

Какие принципиальные заключения сделаны в результате выполнения данной работы?

Во-первых, установлено, что основным видом излучения, вносящим определяющий вклад в формирование дозы с внутренней стороны защиты линейных ускорителей электронов, является тормозное излучение. Для определения радиационной обстановки в рабочих камерах таких ускорителей достаточно учесть тормозное излучение, генерируемое электронами практически любой энергии при прохождении через вещество.

экспериментально Во-вторых, показано, что гамманейтронное излучение, возникающее при облучении мишеней, формирует в основном радиационную обстановку в рабочих помещениях постоянного и временного пребывания персонала вносит определяющий вклад в техногенно усиленный И радиационный фон за пределами расположения ускорителей. состава гамма-излучения Исследования спектрального С внешней стороны защиты ускорителей ЛУЭ-300 и ЛУЭ-2000 параметрах различных И геометрии прохождения при электронного пучка показали, что наличие гамма-квантов между токовыми импульсами обусловлено замедлением и захватом тепловых нейтронов с последующим образованием фотонов. Форма спектра в данном случае не зависит от параметров пучка и толщины защиты. Основной вклад в обусловлен эквивалентной мошность дозы фотонами,

образующимися в результате радиационного захвата тепловых нейтронов ядрами материала защиты.

В-третьих, результаты выполненных исследований свидетельствуют о том, что вклад аэрозольной и газовой фаз радиоактивного воздуха в дозу за счет наведенной радиоактивности в рабочей зоне ускорителя незначителен. Воздух, выбрасываемый вентиляционной системой в атмосферу, не влияет на радиационную обстановку в санитарно-защитной зоне.

В-четвертых, выполнены расчеты радиационной обстановки для двух перспективных участков ускорительного комплекса: участка по производству радиоизотопов на базе ускорителя ЛУЭ-2000 и проектируемого на базе ускорителя ЛУЭ-300 генератора рентгеновского излучения Н-100М. Для радиоизотопного участка показано, что размеры огражденной периметром промплощадки, занимаемой Национальным научным центром «Харьковский физико-технический институт», производить работы получению <sup>99m</sup>Tc ПО позволят на проектируемом участке в здании ускорителя ЛУЭ-2000. Для решения проблемы построения радиационной защиты персонала категории А от воздействия ионизирующего излучения ускорительно-накопительного проектируемого комплекса «Генератор рентгеновского излучения Н-100М» при работе в двух наиболее опасных в радиационном отношении режимах (режиме инжекции электронного пучка в накопитель и прямого выхода ускорителя) получены функциональные зависимости толщины защиты, в которых в качестве параметров используются величины потерь мощности электронного пучка в электронопроводе. Результаты расчетов сводятся к следующему:

 определён критерий выбора режима работы ускорительно-накопительного комплекса как функция потерь мощности пучка. Показано, что глобальная защита в случае штатной работы определяется режимом инжекции электронного пучка в накопительный контур;

– определена толщина глобальной защиты как функция потерь мощности для двух режимов работы ускорительнонакопительного комплекса; – получена зависимость между толщинами локальной защиты, в которой роль параметров играют толщины глобальной защиты или потери мощности.

Полученные функции имеют весьма простой вид и вполне пригодны к практическому применению как для расчёта защиты, так и установки, например, различных устройств, блокирующих работу ускорительно-накопительного комплекса в случае превышения установленных штатных потерь мощности.

В-пятых, многолетние исследования дозовых затрат персонала ускорительного комплекса позволяют утверждать, что наиболее вероятное значение годовой индивидуальной дозы в последние годы составляет примерно 1,5 мЗв. Более чем на 85% оно обусловлено гамма-излучением, 2...8% вклада дают быстрые нейтроны и 1...3% - тепловые. В последние 3 года вклад нейтронного излучения в эффективную дозу внешнего облучения заметно увеличился. Наибольшая часть персонала (около 75%) в последнее десятилетие имела эффективную дозу до 2 мЗв. Для этой группы индивидуальный риск равен 10<sup>-4</sup>, что соответствует пренебрежимо малому значению. Для остальных 25% персонала индивидуальный риск лежит в пределах 1,1·10<sup>-4</sup>...1,7·10<sup>-4</sup>, что не выходит за границы приемлемого индивидуального риска (10<sup>-3</sup>). Исходя из того, что атрибутивный риск начинает превышать граничное 10%-е значение при накопленной дозе более 0,3 Зв, а также учитывая то обстоятельство, что риск велик при облучении в возрасте от 18 до 40 лет (с течением времени риск экспоненциально убывает), авторами сделан вывод об отсутствии или пренебрежимо малом значении атрибутивного риска для персонала ускорительного комплекса.

И, наконец, в-шестых, описано разработанное программное средство «Информационно-аналитическая система индивидуального дозиметрического контроля» (ИАС ИДК), предназначенное для сбора, хранения и анализа информации о дозах облучения работников за весь период работы с ИИИ. Система позволяет оценивать среднегодовые дозы для различных групп персонала, определять наиболее опасные участки работ и наиболее облучаемые группы персонала. Наличие информационной поддержки по анализу дозовых затрат позволит осуществлять планирование мероприятий, направленных на снижение доз облучения персонала и отдаленных рисков радиации.

ИАС ИДК разработана в среде CodeGear Delphi 2007, использует сервер СУБД FireBird 2.1 и работает в диалоговом режиме, что позволяет практически реализовать в нормативной базе ННЦ ХФТИ новые рекомендации МКРЗ, исходящие из научно признанных принципов оптимизации мер управления радиационными рисками, особенно в области малых доз.

На основе модели рисков UNSCEAR-94 НКДАР ООН рассчитаны индивидуальные радиационные риски персонала, состоящего на ИДК в ННЦ ХФТИ, сформированы группы потенциального и высокого потенциального радиационных рисков.

Результаты расчетов индивидуальных абсолютных радиационных рисков на 2021 г. (с учетом 10-летнего латентного периода солидных раков и двухлетнего латентного периода лейкемии) показали: из числа работающих с ИИИ в настоящее время сотрудников ННЦ ХФТИ пренебрежимо малому радиационному риску (менее  $10^{-4}$ ) подвержены 153 человека (47,4% персонала), приемлемому ( $10^{-4}...10^{-3}$ ) – 146 человек (45,2% персонала), повышенному (свыше  $10^{-3}$ ) – 24 человека (7,4% персонала).

Для последней категории средняя накопленная доза составляет 211,49 мЗв, средний возраст – 70 лет, средний стаж на ИДК – 45 лет. Очевидно, что в эту группу входят работники, принимавшие участие в становлении атомной отрасли на начальных этапах ее развития.

Необходимо подчеркнуть, что исследования в области радиационной эпидемиологии в настоящее время приобрели первостепенное значение. И это объяснимо. Действительно, после стремительного развития за последние десятилетия атомной промышленности возникает реальная необходимость объективно оценить состояние здоровья лиц, в разные годы подвергшихся радиационному воздействию, дать оценки существующих уровней риска. В этой связи можно констатировать, что достигнутый в настоящее время уровень радиационного

воздействия ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 на население и окружающую среду является безусловно приемлемым. Анализ среднегодовых и средневзвешенных максимальных мощностей доз на рабочих местах персонала ускорительного комплекса ЛУЭ-300 – ЛУЭ-2000 свидетельствует о достаточно оптимальном выборе радиационной защиты. Это позволяет считать доказанной экологическую чистоту ускорителей в режиме их нормальной эксплуатации.

заключение необходимо отметить B следующее. Возрастание удельного веса злокачественных новообразований в мире связано не только с увеличением продолжительности жизни людей и улучшением диагностики, но и с расширением людей с канцерогенами различной природы. контакта Согласно литературным данным, до 90% всех случаев рака в настоящее время обусловлено воздействием окружающей среды, из них 70...80% случаев связывают с воздействием химических канцерогенов и только 10% – с радиационными Устранение или ограничение действия факторами. канцерогенов может иметь большое значение в профилактике ЭТОГО заболевания. Исследование влияния факторов окружающей среды на заболеваемость злокачественными новообразованиями неотделимо от общей проблемы влияния этих факторов на здоровье населения. Для правильных выводов о влиянии различных факторов окружающей среды на заболеваемость необходима, прежде всего, общая санитарногигиеническая оценка наиболее важных природных факторов атмосферного солнечной радиации, (климата, воздуха, химического состава почв и воды) и социально-экономических условий жизни людей, так как проблема влияния факторов окружающей среды заболеваемость на еще имеет И социальную направленность. Сюда относится и комплекс факторов, которые характеризуются как «образ жизни» (питание, курение и другие привычки, употребление лекарств и т.д.). Все эти факторы также можно считать экологическими.

После Чернобыльской аварии многие исследователи использовали при оценке причин существующих различий заболеваемости между отдельными группами населения

методы, не позволяющие в достаточной степени учесть всю сложность связей и оценить влияние многофакторного комплекса элементов окружающей среды на заболеваемость, искусственно выделяя радиационный фактор. В настоящее время некоторые ученые пришли к выводу о том, что химический риск почти на порядок выше радиационного даже на неблагополучных в радиационном плане объектах.

Последствия повреждающего действия канцерогенов на биоценозы трудно прогнозировать, однако есть основание канцерогенные факторы, особенно считать, ЧТО антропогенного происхождения, могут со временем вызвать глубокие нарушения в биоценозах, более сложные, чем последствия действия токсических других веществ. И Объективная оценка возможна только на основе системного учитывающего взаимодействия подхода, комплекса разнородных факторов окружающей среды и их взаимное влияние на заболеваемость.

Опубликованные В последнее время результаты многочисленных исследований показывают, что современные представления о техногенной радиации как неотъемлемой части современного мира базируются на ее весьма ограниченной роли в формировании рисков для здоровья человека и других живых организмов по сравнению с техногенными рисками иной природы, и, прежде всего, обусловленных химическим загрязнением окружающей среды. Научные оценки существующих уровней риска для здоровья человека, связанных с воздействием ионизирующего излучения и вредных химических веществ, показывают, что практически во всех случаях, в том числе на радиоактивно загрязненных в результате аварий территориях, риски, связанные с радиационным воздействием, лежат в области пренебрежимого или приемлемого риска. В то же время значительная часть населения, главным образом жителей городов, подвергается существенно более высоким рискам, связанным с химическим загрязнением окружающей природной среды.

Таким образом, изучение влияния факторов окружающей среды на заболеваемость, и в первую очередь на злокачествен-

ные новообразования, неотделимо от общей проблемы влияния окружающей среды на здоровье населения. Действие ионизирующего излучения является одним из факторов окружающей среды, участвующих в формировании современной канцерогенной ситуации. Однако объективная оценка возможна только на основе системного подхода, учитывающего взаимное влияние разнообразных факторов внешней среды на заболеваемость.

### Summary

The present stage of social evolution is characterized by the intense development of scientific research directed onto the solving the problems concerned with the environment vitality safeguarding. For Ukraine, taking into account the Chornobyl NPP accident consequences, among these problems of a great importance are the objectives of population protection against the man-caused ionizing radiation effects, tasks of dosimetry, radioecology, regulations and radiation epidemiology. This monograph is written namely to solve these problems by the example of the accelerator complex LUE-300 - LUE-2000.

What principal conclusions are drawn as a result of implementation of this paper?

Firstly, it has been established that the bremsstrahlung is the main kind of radiation making a contribution into the dose formation on the external side of the shielding of electron linear accelerators. To determine the radiation situation at work places of such accelerators it is sufficient to take into account the bremsstrahlung generated by electrons of any energy passing through the material.

Secondly, it is shown that the gamma-neutron irradiation, generated in the process of target irradiation, forms, in main, the radiation situation in the workrooms for permanent and short stay of the personnel and makes a determining contribution into the technogeneously enhanced radiation background beyond the location of accelerators. Analysis of the gamma-radiation spectral composition on the external side of the shielding of the accelerators LUE-300 and LUE-2000 at different parameters and geometry of electron beam passage showed that the gamma-quantum presence between the current pulses is related with the slowing-down and capture of thermal neutrons followed by the photon formation. The spectrum shape in this case does not depend on the beam parameters and shielding thickness. The main contribution into the equivalent dose rate is given by the photons formed as a result of the radiation capture of thermal neutrons by nuclei of the shielding material.

Thirdly, the results of investigations evidence that the contribution of aerosol and gas phases of the radioactive air into the dose due to the induced radioactivity in the accelerator's working zone is insignificant. The air ejected into the atmosphere by the ventilation system does not influence on the radiation situation in the sanitary-protection zone.

Fourthly, the calculations were performed on the radiation situation for two perspective facilities of the accelerator complex: the facility for isotope production based on the accelerator LUE-2000 and the X-ray emitter H-110M based on the accelerator LUE-300. For the radioisotope facility it is shown that the sizes of the industrial area guarded around the perimeter, occupied by the National Science Center «Kharkiv Institute of Physics and Technology», are sufficient to carry out the works on the <sup>99m</sup>Tc production at the projected site in the accelerator LUE-2000' building. To solve the problems related with the construction of the radiation shielding protecting the A category personnel against the radiation from the accelerator-storage ring complex «X-ray emitter H-100M» upon working under two the most radiation-dangerous operating conditions (conditions of electron beam injection into the storage ring and conditions of the accelerator primary yield) we have obtained the functional dependences of the shield thickness using, as parameters, the values of electron beam power loss in the electron conductive channel. The calculation results are reduced to the following:

- the selection criterion for operating conditions of the accelerator-storage ring complex as a function of the beam power loss is determined. It is shown that the global shielding in the case

of normal operation is determined by the conditions of electron beam injection into the storage contour;

- the global shielding thickness as a function of the power loss for two operating conditions of the accelerator-storage ring complex is determined;

- the relationship between the local shielding thicknesses, in which the role of parameters is played by the thicknesses of the global shielding or power loss, is obtained.

The functions obtained have a very simple form and are completely suitable for the practical application to the calculation of both the shielding and the facility, e.g. different devices which shut-down the accelerator-storage ring complex in the case of a specified normal power loss excess.

Fifthly, the long-term investigations on the dose consumption of the accelerator complex' personnel permit to assert that the most probabilistic value of the annual individual dose during last years is approximately 1.5 mSv. More than 85% is conditioned by the gamma-radiation, from 2 to 8% of the contribution is given by fast neutrons and from 1 to 3% – by thermal neutrons. During the last 3 years the neutron radiation contribution into the effective external irradiation dose is appreciably increased. During the last ten years the major part of the personnel (near 75%) had the effective dose to 2 mSv. For this group the individual risk is  $10^{-4}$  that corresponds to the negligibly low value. For the rest personnel (25%) the individual risk is within the range from  $1.1 \cdot 10^{-4}$  to  $1.7 \cdot 10^{-4}$  that does not exceed the limits of the acceptable individual risk  $(10^{-3})$ . Reasoning from the fact that the attributive risk begins to exceed the limiting 10% value at the cumulative dose no more than 0.3 Sv, and taking into account the circumstance that the risk of radioactive impact is large in the case of irradiation at the age from 18 to 40 years (with time the risk is exponentially decreasing), the authors have drawn a conclusion about the absence or negligibly low value of the attributive risk for the accelerator complex' personnel.

And finally, a software tool "Information analytical system of individual dosimetric control of NSC KIPT" (IAS IDC) is described. It is designed for automated accounting, controlling and

analyzing of individual doses of personnel for the entire period of work with the sources of ionizing radiation. IAS IDC allows estimating the average annual dose for different groups of staff, to identify the most dangerous areas of work and the most exposed groups of staff.

Availability of information support of the doses analysis allows planning activities aimed at occupational doses and longterm risks of radiation reducing .

IAS IDC is developed in CodeGear Delphi 2007 environment, uses FireBird 2.1 database and works in interactive mode, which enables implementation of new ICRS recommendation, based on the scientifically recognized principles of optimization of radiation risks control, especially for small doses, in the regulations database of NSC KIPT.

The cancer risk from radiation exposure for the staff has been calculated by the UNSCEAR-94 risk models. Groups of the potential and the high potential radiation risks were formed.

The results of calculations of the absolute individual risk of radiation for year 2021 (accounting for the 10-year latent period of solid cancers and 2-year latent period of leukemia) showed that among currently working with the IRS employees of NSC KIPT 153 persons (47.4% of the total personnel) are subject to the negligibly small radiation risk group (EAR less than  $10^{-4}$ ), 146 persons (45.2% of the total personnel) – to the acceptable risk group ( $10^{-4}...10^{-3}$ ), and 24 persons (7.4% of the total personnel) – to the high risk group (more than  $10^{-3}$ ).

For the last category the average cumulative dose is 211.49 mSv, the average age -70 years, the average length of the IDC -45 years. Obviously, this group includes workers who participated in the development of nuclear industry in the early stages of its development.

It should be noted that the investigations in the field of radiation epidemiology are of a primary importance. And that can be explained. Indeed, after the rapid development of the atomic engineering during recent decades it is necessary to estimate properly the state of the health of individuals after radiation exposure in different years, and to evaluate the existing risk levels. In this connection it can be ascertained that the level of the radiation influence of the accelerator complex LUE-300 - LUE-2000 on the man and the environment is surely acceptable. Analysis of the average-annual and average-weighted maximum dose rates at the personnel' working places of the accelerator complex LUE-300 - LUE-2000 evidences on the rather optimum selection of the radiation shielding. Thus, the ecological purity of the accelerators operating under normal conditions can be considered as proved.

In conclusion it should be noted the following. The increase of the malignant tumor ratio in the world is related not only with the increase of human life interval and diagnostics improvement but, also, with a more extensive contact of people with carcinogens of different nature.

According to the literary data, near 90% of all the cancer cases are presently conditioned by the environment influence, from them 70...80% of cases are related with the influence of chemical carcinogens and only 10% – with radiation factors. The removal or limitation of the carcinogen influence can be very important for the cancer prevention. Investigations of the environmental influence on the malignant tumor morbidity are inseparable from the general problem of the influence of these factors on the population health. conclusions different For about influence of correct the environmental factors on the morbidity, first of all, it is necessary to make a general sanitary-hygienic estimation of the most important natural factors (climate, sun radiation, atmospheric air, chemical composition of soils and water) and socio-economic conditions of people life, as the problem of the influence of environmental factors on the morbidity has a social orientation too. Among them is a complex of factors, which are characterized as a "mode of life" (food, smoking and other habits, use of medications etc.). All these factors also can be considered as ecological ones.

After the Chornobyl accident many researchers, investigating the reasons of existing morbidity varieties between the separate population groups have used the methods not allowing to take into account, adequately, all the complexity of relations and to estimate the influence of a multifactor complex of environmental elements on the morbidity, and assumed the radiation factor. Now some scientists came to a conclusion that the chemical risk exceeds nearly by an order of magnitude the radiation risk even on the radiation-harmful objects.

It is difficult to forecast the consequences of the damaging action of carcinogens on biocenoses, however, one has every reason to believe that carcinogenic factors, especially of antropogenic origin, can, in course of time, cause deep damages in biocenoses, more severe, than detrimental effects of toxic and other substances. An objective estimation can be made only on the basis of systems approach, taking into account the interaction between the complex of various environmental factors and their mutual influence on the morbidity.

The results of recent numerous investigations show that the modern notions about the technogenic radiation, as an integral part of the modern world, are based on its very limited role in forming the risks for the health of humans and other living organisms, in comparison with the man-caused risks of another nature, and, first of all, conditioned by chemical contamination of the environment. Scientific estimations of the existent levels of risk for the population health, due to the influence of ionizing radiation and toxic chemical substances, have shown, that practically in all the cases, including the areas contaminated due to accidents, the risks related to the radiation influence are within the range of the risk negligible or acceptable. At the same time, a considerable part of population, mainly habitants of cities, are exposed to the much higher risks caused by the chemical contamination of the environment.

Thus, the investigation of the influence of environmental factors on the morbidity, and, above all, on the malignant tumor, is inseparable from the general problem of the influence of environmental factors on the population health. The influence of ionizing radiation is one of environmental factors, participating in the formation of the present-day carcinogenic situation. However, an objective estimation can be made only on the basis of systems approach taking into account the mutual influence of various environmental factors on the morbidity.

# Радиационные инциденты на ускорительном комплексе

Первый случай локального переоблучения произошел в 1954 году в лаборатории линейных ускорителей, руководимой Петром Михайловичем Зейдлицем [109]. Облучился молодой научный сотрудник Владимир Тарасович Толок\*, работавший вначале в группе известного физика-экспериментатора Льва Иосифовича Болотина. К тому времени в Физико-техническом институте уже был создан и эксплуатировался ускоритель на энергию протонов 5 МэВ. В наладке инжекторной системы этого ускорителя участвовал В.Т. Толок, получивший направление «на объект товарища Синельникова» в 1951 году. В начале 1954 года лаборатория получила новое срочное и важное задание – разработать, изготовить и отладить необычный ускоритель электронов Ю.Б. Харитона» (Институт «объекта для экспериментальной физики, Арзамас-16). Новый ускоритель по заданию должен значительно (в 10 раз) превосходить по силе тока ускоренных электронов все, что было известно тогда в мире. Не менее жесткими были условия по фокусировке пучка и ширине его энергетического спектра. Необычным было и требование по длительности импульса тока – 10<sup>-7</sup> с. В научной литературе никаких сведений, о чем-либо похожем на такой ускоритель не было. Академик К.Д. Синельников предложил использовать опыт работы Института с ускорителями тяжелых заряженных частиц протонов. Внешне он представлял собой укороченный котел старого паровоза. Внутри в вакууме размещались два «связанных» медных резонатора в виде 16-гранных призм. В них накачивалась энергия от 12-ти высокочастотных генераторов с мощностью 100 кВт каждый. Эта энергия ускоряла впрыскиваемые из инжектора электроны.

Темпы выполнения специального задания были в духе того времени. По своим параметрам ускоритель должен был быть источником жесткого ионизирующего излучения. По этой причине необходимо было принимать специальные меры по радиационной защите, в частности, соорудить бетонный бункер. Но времени на

<sup>\*</sup> В дальнейшем чл.-корр. АН Украины, много лет возглавлявший программу термоядерных исследований в ХФТИ.

это не было. Решение нашли в том, что выбрали свободное место во дворе институтской площадки вдали от других объектов и сооружений. Над выкопанной ямой соответствующих размеров был установлен «котел» ускорителя с вакуумными насосами и началась его откачка под открытым небом. Потом от дождя над всем этим сооружением был натянут брезентовый тент. Пока шла непрерывная вакуумная тренировка, в мастерских спешно изготавливались остальные узлы ускорителя. С наступлением холодов поверх брезента были сооружены деревянные стены с крышей, крытой рубероидом. С одной стороны ускорителя была построена полутораметровая кирпичная стена, служившая в качестве радиационной защиты имеющая узкую И щель (амбразуру) для наблюдения. С внешней стороны кирпичной стены располагался пульт управления ускорителем.

Опуская второстепенные моменты, связанные с наладкой ускорителя, следует особо подчеркнуть, что вместо заданной заведомо рекордной силы тока в 1 А было получено 10 А, что являлось мировым рекордом по силе тока в резонансных ускорителях. Работа шла к концу. Были сняты зависимости параметров ускоренного пучка от различных факторов, показаны широкие возможности работающей ускоряющей системы для создания ускорителей с большими токами электронов на энергию 100 и более мегаэлектронвольт.

Самым тщательным образом была снята картограмма пространственного распределения полей жесткого гаммаизлучения. Его интенсивность была впечатляющей – две с половиной тысячи рентген в импульсе вдоль оси пучка на выходе ускорителя. Излучение генерировалось в результате торможения пучка электронов на танталовой мишени.

Перед сдачей ускорителя физики решили продемонстрировать заказчику предельно понятный любому «генеральский эффект» – фиксацию очень быстрых процессов, например, взрывов. Решили, что лучшим быстрым объектом съемки может послужить летящая пуля. Пулю нужно было «ловить» в момент, когда она пролетает между мишенью, в которой тормозится пучок электронов, генерируя вспышку тормозного излучения и рентгеновской пленкой. На пленке должен получиться теневой снимок. Для того чтобы поймать пулю в нужном месте, в нужный момент, была принята попытка

использовать пулю в качестве «включателя» ускорителя с последующей синхронизацией работы всех его систем. Первые попытки оказались неудачными: пуля замыкала собой две тонкие медные фольги, которые были гибкими, капризными, могли включить ускоритель и без пули. Потом задача была решена таким образом, что пуля не соединяла две пластины, а разрывала тонкую нить при вылете из ствола винтовки. Такое включение ускорителя работало более стабильно. Снимки были получены.

Спустя примерно два месяца, на первых трех пальцах обеих рук В.Т. Толока появились болезненные твердые сухие волдыри. Опасаясь развития гангрены, В.Т. Толок был отправлен для консультации и лечения в 6-ю Клиническую больницу Института биофизики (г. Москва). Специалистами было определено, что доза облучения пальцев составила более 2 тыс. Р, что примерно измеренной соответствовало торможения месте дозе В электронного пучка на мишени. Мишень (танталовый диск диаметром 20 мм) приходилось менять – эту процедуру выполнял В.Т. Толок самостоятельно. Очевидно, ускоритель сработал в момент смены мишени. Причина, скорее всего, в ненадежном его запуске, когда в начальном варианте замыкались тонкие пластины. Эту версию предложил сам В.Т. Толок во время прохождения лечения в клинике Института биофизики.

Второй случай произошел 6 апреля 1965 г. с лаборантом ускорительной установки Чепенко Александром Яковлевичем, принимавшим участие в проведении экспериментов на ускорителе ЛУЭ-40. В обязанности Чепенко А.Я. входили установка и снятие облучаемых стекол на выходном фланце инжектора при работе ускорителя с высокочастотной мощностью без включенного источника электронов. При этих условиях электронный пучок должен отсутствовать. Однако Чепенко А.Я. получил повышенную дозу облучения, в частности, на кисть левой руки. В Акте 24.04.1965 г. расследования ОТ приведено значение дозы локального поражения на уровне 500 Р и указана причина облучения – не известный ранее эффект ускорения электронов при высокочастотных пробоях в ускоряющей секции.

После облучения Чепенко А.Я. находился на лечении в 6-й Клинической больнице г. Москвы. Был установлен диагноз – некроз тканей пальцев левой руки, в результате чего проведена ампутация одного пальца.

В 1991 г. по просьбе Чепенко А.Я. проведено повторное расследование обстоятельств лучевого поражения. Было установлено, что указанная в Акте от 24.04.1965 г. доза локального облучения (500 P) находится в противоречии с клиническими признаками поражения – дозовый порог некроза тканей составляет 2000 Р. В Акте расследования от 31 марта 1992 г. указано, что на выпускном фланце инжектора при проведении экспериментов в апреле 1965 г. стекла приобретали заметную радиационную окраску примерно за 30 с. Для получения такого эффекта минимальное значение поглощенной дозы составляет около 10<sup>5</sup> рад. Из этого сделан вывод, что мощность дозы в пучке электронов за выпускной фольгой инжектора могла составлять примерно 3000 рад/с, что соответствует условиям локального облучения кисти руки и согласуется, в частности, с появлением в облучаемом стекле характерных вспышек, наблюдаемых и при облучении неорганических стекол вследствие их радиационной электризации ускоренными электронами.

Исходя из этого оценено значение тока ускоренных электронов (порядка 10<sup>-7</sup> A) и рассчитана мощность дозы рассеянных электронов на расстоянии 20 см от зоны падения пучка, где предположительно находилась голова Чепенко А.Я. (около 20 рад/с). Таким образом, при нахождении непосредственно вблизи выходного фланца в течение 10 с значение дозы на голову могло составлять около 200 P, что косвенно подтверждается клиническими признаками (выпадение волос).

Данные расчеты следует рассматривать как ориентировочные, поскольку, во-первых, не учитывают дозу от тормозного излучения инжектора, во-вторых, примерное время облучения (10 с) выбрано исходя из практики. Действительное время нахождения восстановить не представляется возможным.

## Библиография

1. C. Sinelnikov, A. Leipunsky, Ant. Walter, G. Latishev. The disintegrations of lithium by high velocity protons // *Phys. Z. Sow.* 1932, N 2, v. 3, p. 285.

2. В.А. Щербаков. Лаборатория №1 и Атомный проект СССР. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2004, 157 с.

3. А.К. Вальтер, А.А. Цыгикало. Опыт проектирования, наладки и эксплуатации вертикального электростатического ускорителя ФТИ АН УССР на 4 МэВ. Электростатические генераторы: Сборник статей / Под ред. А.К. Вальтера. М.: «Атомиздат», 1959, с. 200-223.

4. В.В. Владимирский // *ЖТФ*. 1947, т. 17, с. 1269-1276.

5. В.И. Векслер // ДАН СССР. 1944, т.43, с. 346-349.

6. Л.Н. Розенцвейг, Г.Я. Любарский. О получении и ускорении многозарядных ионов в линейном ускорителе со стоячей волной. Теория и расчет линейных ускорителей. М.: «Госатомиздат», 1962, с. 151-160.

7. Н.П. Селиванов, Я.Б. Файнберг, К.Н. Степанов, Н.А. Хижняк. О выборе оптимального варианта линейного протонного ускорителя. Теория и расчет линейных ускорителей. М.: «Госатомиздат», 1972, с. 186-202.

8. К.Д. Синельников, И.А. Гришаев и др. Линейные ускорители электронов ФТИ АН УССР // Международная конференция по ускорителям, Женева, ЦЕРН, 1959, с. 374-382.

9. В.Т. Толок, Л.И. Болотин, В.В. Чечкин и др. Сильноточный ускоритель электронов // Атомная энергия. 1961, т. 11, №1, с. 41-45.

10. Атомный проект СССР. Документы и материалы / Под общей ред. Л.Д. Рябева. М., 1998; Саров, 1999; 2000; 2003.

11. Академик Антон Карлович Вальтер / Под общей ред. А.Н. Довбни. Харьков: Изд-во «Форт», 2005, 240 с.

12. М.М. Комочков, В.Н. Лебедев. Практическое руководство по радиационной безопасности на ускорителях заряженных частиц. М.: «Энергоиздат», 1986, 168 с.

13. Л.Н. Зайцев, М.М. Комочков, Б.С. Сычев. Основы защиты ускорителей. М.: «Атомиздат», 1971, 398 с.

14. И.М. Карнаухов, Ю.П. Курило, А.В. Мазилов, А.А. Мазилов, Б.Н. Разсукованный, Ф.А. Пеев. Радиационная защита ускорительно-накопительного комплекса H-100M: расчет и геометрия построения // Ядерная и радиационная безопасность. 2006, т. 9, в. 2, с. 81-89.

15. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України: Державні санітарні правила 6.177-2005-09-02. Київ, 2005, 62 с.

16. *Норми радіаційної безпеки України* (НРБУ-97. Державні гігієнічні нормативи). Київ, 1997, 121 с.

17. В.Е. Бородин, А.С. Гаврилов, Г.И. Крупный и др. Оперативный дозиметрический контроль на протонном синхротроне ИФВЭ: Препринт ИФВЭ ОРИ 74-131. Серпухов: ИФВЭ, 1974, 17 с.

18. А.В. Мазилов. *Формирование радиационной обстановки на территории ННЦ ХФТИ*: Дис. канд. физ.-мат. наук. Харьков, 1993, 137 с.

19. В.И. Витько, И.Г. Гончаров, Г.Д. Коваленко. Система автоматизированного контроля на ускорителях заряженных частиц // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Ядерно-физические исследования (теория и эксперимент)». 1991, в. 3(31).

20. А.В. Мазилов. Индивидуальный дозиметрический контроль. Общие требования и методы: Стандарт предприятия СТП 398-88. Харьков: ХФТИ, 1988, 11 с.

21. В.И. Витько, Г.Д. Коваленко, А.В. Мазилов. Исследование характеристик термолюминесцентных детекторов и их применение для контроля радиационной обстановки: Препринт ХФТИ 92-27. Харьков: ХФТИ, 1992, 7 с.

22. А.А. Мазилов, А.В. Мазилов. Радиационно-стимулированное изменение дозовых характеристик термолюминесцентных детекторов // *Тез. докл. XVIII Международного семинара по ускорителям заряженных частиц*, 1–6 сентября 2003 г., Алушта, Крым, с. 193.

23. W.P. Swanson. Radiological Safety Aspects of the Operation of Electron Linear Accelerators // *Technical Report Series*. 1979, N188, IAEA, Vienna, 327 p.

24. K. Goebel. Radioecological considerations for operating particle accelerators // CERN 79-09. Geneva, 1979, 30 p.

25. И.Г. Гончаров, Г.Д. Коваленко, А.В Мазилов, И.П. Светличная. Влияние облучательной программы «Луч» на радиационную обстановку и окружающую среду: Препринт ХФТИ 90-27. Харьков: ХФТИ, 1990, 15 с.

26. A.N. Dovbnya, A.V. Mazilov, M.V. Sosipatrov. Peculiarities of Forming the Radiation situation at an Area of NSC KIPT Accelerators Location // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Ядерно-физические исследования» (41). 2003, №2, с. 103-107.

27. Z. Ranada, F. Kreisinger // Journal of Radianalytical Chemistry. 1983, v. 77, N 2, p. 279-495.

28. Ю.П. Антуфьев, Н.П. Дикий, А.В. Мазилов, Г.Д. Коваленко, А.М. Курищенко, П.П. Матяш. Определение радиоактивных нуклидов и их активности в помещении линейного ускорителя электронов // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Общая и ядерная физика». 1985, в. 2 (31), с. 90-93.

29. В.Ф. Козлов. Справочник по радиационной безопасности. 3-е изд., перераб. и доп. М.: «Энергоиздат», 1987, с. 58.

30. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 и Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87. М.: «Энергоатомиздат», 1988, 160 с.

31. *Таблицы физических величин* / Под ред. И.К. Кикоина. М.: «Атомиздат», 1976, 1006 с.

32. В.И. Витько, И.Г. Гончаров, А.В. Мазилов, Г.Д. Коваленко, А.М. Курищенко. Спектральный состав гамма- и нейтронного излучений за защитой электронных ускорительных установок: Препринт ХФТИ 86-10. Харьков: ХФТИ, 1986, 10 с.

33. Е.А. Белогоров, Г.И. Бритвич, Г.И. Крупный и др. *Методические вопросы применения многошарового спектрометра Боннера в радиационных исследованиях на ускорителе ИФВЭ*: Препринт ИФВЭ 85-3 ОРИ. Серпухов: ИФВЭ, 1985, 19 с.

34. А.В. Мазилов. Радиационный контроль в ННЦ ХФТИ: основные результаты, проблемы и решения // Труды Международной конференции «Радиоэкология-2002: радиационная безопасность, здоровье человека и окружающая

среда. Проблемы и пути их решения на современном этапе», Мариуполь, 10–12 сентября 2002 г., с. 68-69.

35. Г.Д. Коваленко, Б.Н. Разсукованный. Анализ среднегодовых и коллективных доз профессионального облучения персонала ХФТИ АН УССР: Препринт ХФТИ 85-19. М.: ЦНИИатоминформ, 1985, 6 с.

36. Отраслевой стандарт ОСТ 95.925-82. Общие требования к выполнению анализов, правила вычисления и сопоставления их результатов. М.: «Изд-во стандартов», 1982.

37. М.В. Сосипатров, А.В. Мазилов, Б.Н. Разсукованный, и др. *Радиационно-экологический мониторинг в ННЦ ХФТИ: динамика основных результатов*: Монография. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2006, 75 с.

38. А.В. Мазилов, Б.Н. Разсукованный, Г.М. Солякова и др. Расчет рассеивания <sup>99</sup>Мо и определение границ санитарнозащитной зоны. Экология и здоровье человека. Охрана воздушного и водного бассейнов. Утилизация отходов: в 2-х т. Т. 1 // Сборник научных статей XIII Международной научнопрактической конференции, Щелкино, 6–10 июня 2005 г., АР Крым. Харьков, 2005, с. 326-329.

39. A. Fasso et al. *Radiation Problems in the Design of the Large Electron-Positron Collider (LEP)*. CERN 84-02 European Organization for Nuclear Research, Geneva, 1984.

40. W.P. Swanson. Improved calculation of photoneutron yields released by incident electrons *// Health Physics*. 1984, v. 37.

41. J.D. Cossairt. *Topics in radiation at accelerators: Radiation Physics for personnel and environmental protection.* Fermi National Accelerator Laboratory. P. O. Box 500, Batavia, Illinois 60510, 1996.

42. H. De Stabler et al. *Shielding and radiation, Chapter 26 of the Stanford two-mile accelerator /* ed. R.B. Neal (W.A. Benjamin Inc., New York, 1968).

43. A.H. Sullivan. *Shielding of electron accelerators up to 600 MeV*. The radiological impact of the LEP project on the environment. CERN 81–08, Geneva, 1981.

44. В.Б. Молодкин,	И.М. Карнаухов,	А.В. Мазилов,
Б.Н. Разсукованный,	А.А. Щербаков,	А.А. Мазилов,
А.П. Шпак. Расчет радиационной защиты источника синхротронного излучения ИСИ-1200 // Ядерная и радиационная безопасность. 2004, т. 7, в. 2, с. 64-72.

45. А.В. Мазилов, И.М. Карнаухов, Б.Н. Разсукованный, Ф.А. Пеев. Вопросы расчета и построения радиационной защиты ускорительно-накопительного комплекса H-100M // *Тези доповідей Міжнародної конференції «Актуальні проблеми* ядерної фізики та атомної енергетики», 29 травня–3 червня 2006 р., Київ, Україна, с. 173-174.

46. А.В. Мазилов, И.М. Карнаухов, Б.Н. Разсукованный, Ю.П. Курило, Ф.А. Пеев. Расчет и особенности построения Радиационной защиты ускорительно-накопительного комплекса H-100M // Тезисы докладов IX Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», Обнинск, 24–26 октября 2006 г., с. 300-302.

47. А.В. Мазилов, И.М. Карнаухов, Б.Н. Разсукованный, Ю.П. Курило, Ф.А. Пеев. Радиационная защита ускорительнонакопительного комплекса H-100M: расчет и геометрия построения // Ядерная и радиационная безопасность. 2006, т. 9, в. 2, с. 81-89.

48. А.В. Мазилов, И.М. Карнаухов, Б.Н. Разсукованный, Ф.А. Пеев. Вопросы расчета и построения радиационной защиты ускорительно-накопительного комплекса H-100M // Proceedings of the International Conference Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy. May 29 – June 03, 2006, Kyiv, Ukraine. Part II. Kyiv, 2007, p. 732-741.

49. А.В. Мазилов, Б.Н. Разсукованный, Г.Д. Коваленко и др. Содержание урана и бериллия в воздухе рабочих помещений ННЦ ХФТИ в период с 1961 по 2003 год. Уровни облучения персонала: Препринт ХФТИ 2005-1. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2005, 26 с.

50. А.В. Мазилов, Б.Н. Разсукованный, М.В. Сосипатров, Г.Д. Коваленко. Исследование степени радиационной опасности при работах с ядерным топливом в ННЦ ХФТИ // Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення», 12–16 вересня 2005 р., Алушта, АР Крим / Збірник наукових статей в 2-х томах. Т. ІІ, с. 270-277.

51. М.В. Сосипатров, А.В. Мазилов, Б.Н. Разсукованный, Н.А. Богонос, И.Г. Гончаров, А.Г. Гриво, В.Я. Никулина. *Ради*ационно-экологический мониторинг в ННЦ ХФТИ: динамика основных результатов. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2006, 75 с.

52. А.В. Мазилов, И.Г. Гончаров, И.П. Светличная. Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2000, 14 с.

53. А.Н. Марей, Ф.С. Зыкова, М.М. Сауров. *Радиационная* коммунальная гигиена. М.: «Энергоатомиздат», 1984, 176 с.

54. В.И. Витько, И.Г. Гончаров, Г.Д. Коваленко, А.В. Мазилов. *Радиационная обстановка на территории г. Харькова и области*: Препринт. Харьков: ННЦ ХФТИ, 1992, 26 с.

55. А.В. Мазилов, М.В. Сосипатров, И.Г. Гончаров и др. Содержание радионуклидов, бериллия и бенз/а/пирена в почвенном покрове микрорайона Пятихатки г. Харькова. Экология и здоровье человека. Охрана воздушного и водного бассейнов. Утилизация отходов // Сборник научных статей XIV Международной научно-практической конференции, 5–9 июня 2006 г., Щелкино, АР Крым: в 2-х томах. Т. 1, с. 115-120.

56. ОНД-86. Методика расчета концентраций в атмосферном воздухе вредных веществ, содержащихся в выбросах предприятий. Л.: «Гидрометеоиздат», 1987.

57. В.И. Витько, Г.Д. Коваленко, А.В. Мазилов, И.Г. Гончаров, А.А. Красников, И.П. Светличная. Влияние аварии на ЧАЭС на радиационную обстановку в г. Харькове: Препринт ХФТИ 90-60. Харьков: ХФТИ, 1990, 16 с.

58. V.I. Vitko, I.G. Goncharov, G.D. Kovalenko, A.V. Mazilov. The Radiation Situation on the Territory of Kharkov and Kharkov Region // Fourth Annual Conference «Scientific, Technical, and Social Aspects of Chornobyl NPP Closure. Abstracts of presentations», September 26–29, 2000. Slavutych, Ukraine, p. 204.

59. Н.Г. Гусев, П.П. Дмитриев. *Квантовое излучение радиоактивных нуклидов*: Справочник. М.: «Атомиздат», 1977, 400 с.

60. O. Paakkola, H. Aaltonen, H. Arvela, et al. *Radiation Situation in Finland from 5 to 16 Vay.* Helsinki, 1986, May, 48 p.

61. В.А. Кутьков, Ф.И. Разин, Д.Е. Фертман, С.А. Шумов. *Терминология ядерного приборостроения*: Справочное пособие в 2-х томах. Т. 1: *Ядерное приборостроение. Физические явления и основные понятия.* М.: Издательский дом «Технология», 2006.

62. В.А. Кутьков. Эволюция системы обеспечения радиационной безопасности в свете новых рекомендаций МКРЗ и МАГАТЭ // Аппаратура и новости радиационных измерений. 2007, №1 (48), с. 2-24.

63. В.А. Кутьков. Величины в радиационной защите и безопасности // Аппаратура и новости радиационных измерений. 2007, №3 (50), с. 2-25.

64. И.Б. Кеирим-Маркус. Эквидозиметрия. М.: «Атомиздат», 1980.

65. IAEA. Development of extended framework for emergency response criteria. Interim report for comments, IAEA TECDOC-1432, IAEA, Vienna, 2004.

66. IAEA. Dangerous quantities of radioactive material (D-values). EPR-D-Values, IAEA, Vienna, 2006.

67. UNSCEAR. Epidemiological evaluation of radiationinduced cancer. Annex i to UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly. Sources and Effects of Ionizing Radiation. N.-Y.: United Nations, 2000, v. II, p. 297-450,.

68. И.Б. Кеирим-Маркус, А.К. Савинский, О.Н. Чернова. Коэффициент качества ионизирующих излучений. М.: «Энергоатомиздат», 1992.

69. В.К. Иванов, А.Ф. Цыб, А.П. Панфилов, А.М. Агапов. Оптимизация радиационной защиты: «Дозовая матрица». М.: «Медицина», 2006.

70. ICRP. Low-dose Extropolation of Radiation-related Cancer Risk. ICRP Publication №99, Ann. ICRP 35(4), 2005.

71. Ю.П. Курило, А.В. Мазилов, Л.Л. Стадник и др. Формирование групп потенциального риска на объектах атомной промышленности // Тезисы докладов V Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, 26 февраля – 2 марта 2007 г., Харьков, с. 99-100.

72. А.В. Мазилов, А.Н. Довбня, А.Г. Гриво. Радиационный мониторинг на ускорителях ННЦ ХФТИ и дозы внешнего облучения персонала в динамике // Тезисы докладов IV Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, 27 февраля – 3 марта 2006 г., Харьков, с. 43-44.

73. А.В. Мазилов, Ю.П. Курило, В.В. Колосенко, А.Ю. Пикалов. Ускорительный комплекс ЛУЭ-300–ЛУЭ-2000: радиационная обстановка на рабочих местах персонала // III Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення» / Збірник наукових статей, Алушта, АР Крим, Україна, 10–14 вересня 2007 р. Т. І, с. 281-286.

74. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Sources and Effects of Ionizing Radiation: UNSCEAR 1994 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. 272 pages. No index. ISBN 92-1-142211-6. U.N. Sales No. E.94.IX.11. 1994.

75. А.В. Мазилов, А.Н. Довбня, М.В. Сосипатров, Л.Л. Стадник, А.Ю. Кирочкина. Оценка возможного риска среди персонала ускорительного комплекса ННЦ ХФТИ // IV Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення» Алушта, 8–12 вересня 2008 р. / Збірник наукових статей. Т. І, с. 194-199.

76. А.В. Мазилов, И.А. Стадник, А.Г. Гриво, В.Н. Ткаченко, А.Ю. Кирочкина, М.П. Затолока. Динамика дозовых затрат персонала ускорителей // Тезисы докладов VII Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, 23–27 февраля 2009 г., Харьков, с. 117.

77. А.В. Мазилов, В.В. Колосенко, Ю.А. Мазилова, И.А. Стадник. Анализ данных профессионального облучения персонала ННЦ ХФТИ. Экология, энерго- и ресурсосбережение, охрана окружающей среды и здоровье человека, утилизация отходов // Сборник научных статей XVII Международной научно-практической конференции, 1–5 июня 2009 г., Щелкино: в 2-х томах. Т. 1, с. 160-164.

78. A.N. Dovbnya, A.V. Mazilov. Special radiation monitoring on accelerators // Тезисы XXI Международного семинара по

ускорителям заряженных частиц, 06–12 сентября 2009 г., Алушта, Крым, с. 150.

79. А.В. Мазилов, М.В. Сосипатров, В.Н. Ткаченко, Ю.А. Мазилова, В.В. Колосенко. Современные требования к нормированию радиационных рисков // Экология и промышленность. Ежеквартальный научно-производственный журнал. 2010, в. 4, с. 101-108.

80. Л.А. Булдаков, В.С. Калистратова. *Радиоактивное* излучение и здоровье. М.: ИБФ, 2003.

81. И.И. Линге, Е.М. Мелихова, А.П. Панфилов. Чернобыльский форум: преодолевая разрыв между научным знанием и общественным мнением // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2006, т. 51, №2, с. 6-15.

82. А.В. Мазилов, Б.Н. Разсукованный, А.Г. Толстолуцкий. Радиационный фактор и другие канцерогенные факторы окружающей среды // Труды Международной конференции «Радио-экология-2002: радиационная безопасность, здоровье человека и окружающая среда. Проблемы и пути их решения на современном этапе», Мариуполь, 10–12 сентября 2002 г., с. 70-71.

83. А.В. Мазилов, А.В. Гончаров, А.Г. Толстолуцкий. К вопросу об особенностях облучения в малых дозах // Тезисы докладов Международного научного семинара «Радиоэкология Чернобыльской зоны», Славутич, 27–29 сентября 2006 г., с. 211-213.

84. А.В. Мазилов, Ю.П. Курило, А.Ю. Пикалов. О беспороговой модели «доза-эффект» // Тезисы докладов V Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, Харьков, 26 февраля – 2 марта 2007 г., с. 98-99.

85. А.В. Мазилов, В.В. Колосенко, Ю.П. Курило. Особенности радиационного воздействия на организм в малых дозах // *Ш Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення»*, Алушта, АР Крим, Україна, 10–14 вересня 2007 р. / Збірник наукових статей. Т. І, с. 292-298.

86. Л.А. Большов. Экологическая безопасность производственной деятельности и риски в атомной отрасли // *Ежемесячный журнал атомной энергетики России*. 2006, №4 (88), с. 28-31.

87. А.В. Мазилов, Л.Л. Стадник. Роль медико-дозиметрических регистров профессионального облучения в решении задач по оптимизации радиационной защиты и снижению эффектов радиации // Труды риска отдаленных XVIII физике радиационных конференции no Международной явлений и радиационному материаловедению, 8-13 сентября 2008 г., Алушта, Крым, с. 345-346.

88. А.В. Мазилов, В.Н. Ткаченко, А.Ю. Кирочкина, Ю.А. Мазилова, И.А. Стадник, Ю.П. Курило. Современные представления о нормировании радиационных рисков // Тезисы докладов VIII Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, Харьков, 22–26 февраля 2010 г., с. 117.

89. А.В. Мазилов, М.В. Сосипатров, В.Н. Ткаченко, Ю.А. Мазилова, В.В. Колосенко. Современные требования к нормированию радиационных рисков. Экология, энерго- и ресурсосбережение, охрана окружающей среды и здоровье человека, утилизация отходов // Сборник трудов XVIII Международной научно-практической конференции, 7–11 июня 2010 г., Щелкино, АР Крым: в 2-х томах. Т. 1, с. 136-142.

90. А.В. Мазилов, Д.В. Кутний, М.В. Сосипатров, В.Н. Ткаченко, В.В. Колосенко, Ю.А. Мазилова, И.А. Стадник. Вопросы нормирования радиационной безопасности // VII Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення» Алушта, 12–16 вересня 2011 р. / Збірник наукових статей. Т. І, с. 196-201.

91. А.В. Мазилов, Л.Л. Стадник, И.А. Стадник. Информационно-аналитическая система регистрации и анализа индивидуальных доз облучения персонала // Труды XVIII Международной конференции по физике радиационных явлений и радиационному материаловедению, 8–13 сентября 2008 г., Алушта, Крым, с. 343-344.

92. А.В. Мазилов, И.А. Стадник. Программное средство планирования дозовых затрат // Тезисы докладов VII Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, Харьков, 23–27 февраля 2009 г., с. 118.

93. А.В. Мазилов, И.А. Стадник, А.А. Мазилов. Информационно-аналитическая система регистрации и анализа дозовых затрат // *Тезисы докладов VIII Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям*, Харьков, 22–26 февраля 2010 г., с. 118.

94. А.В. Мазилов, И.А. Стадник. Система анализа результатов ИДК с целью нормирования радиационных рисков // *Тезисы докладов IX Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям,* Харьков, 21–25 февраля 2011 г., с.116.

95. ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).

96. А.В. Мазилов, И.А. Стадник. Информационно-аналитическая система индивидуального дозиметрического Контроля ННЦ ХФТИ: Препринт. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2012, 54 с.

97. А.В. Мазилов, М.В. Сосипатров, И.А. Стадник, Ю.А. Мазилова, В.В. Колосенко. Эффекты ионизирующего излучения и возможный дозовый порог // IV Міжнародна науково-практична конференція «Екологічна безпека: проблеми і шляхи вирішення», Алушта, 8–12 вересня 2008 р. / Збірник наукових статей. Т. І, с. 254-259.

Д.В. Кутний, 98. А.В. Мазилов, В.Н. Ткаченко, Эффекты ионизирующего Ю.А. Мазилова. излучения И нормирование радиационных рисков. Актуальные вопросы Материалы биологической физики // VII И ХИМИИ конференции, Международной научно-технической Севастополь, 26-30 апреля 2011 г., с. 213-214.

99. В.А. Барабой. От Хиросимы до Чернобыля. Киев: «Наукова думка», 1991, 128 с.

100. Бюлетень Національного канцер-реєстру №11. «Рак в Україні, 2008–2009».

101. Methods for estimating the probability of cancer from occupational radiation exposure // International Atomic Energy Agency (IAEA), April 1996, IAEA-TECDOC-870. Vienna: IAEA, 1996, p. 55.

102. R. Wakeford, B.A. Antell, W.J. Leigh. A review of probability of causation and its use in a compensation scheme for nuclear workers in the United Kingdom // *Health Phys.* 1998, v. 74, p. 1-9.

103. А.В. Мазилов, И.А. Стадник. Оценка индивидуальных радиационных рисков персонала ННЦ ХФТИ // Тезисы докладов X Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, Харьков, 27 февраля – 2 марта 2012 г., с. 109.

104. А.В. Мазилов, Д.В. Кутний, В.Н. Ткаченко, И.А. Стадник, МП. Затолока. Новые рекомендации МКРЗ и развитие системы радиационной безопасности // Тезисы докладов X Конференции по физике высоких энергий, ядерной физике и ускорителям, Харьков, 27 февраля – 2 марта 2012 г., с. 113.

105. А.В. Мазилов, И.А. Стадник, В.Н. Ткаченко, Д.В. Кутний, Ю.А. Гордиенко. Радиационные риски персонала ННЦ ХФТИ. Актуальные вопросы биологической физики и химии // Материалы VIII Международной научно-технической конференции, Севастополь, 23–27 апреля 2012 г., с. 159-161.

106. А.В. Мазилов, М.В. Сосипатров, И.А. Стадник, В.Н. Ткаченко, Д.В. Кутний, Ю.А. Гордиенко. Радиационные риски среди персонала ННЦ ХФТИ по модели UNSCEAR-94. Инновационные пути решения актуальных проблем базовых отраслей, экологии, энерго- и ресурсосбережения // XX Международная научно-практическая конференция, Щелкино, 4–8 июня 2012 г. Т. 2, с. 290-295.

107. А.В. Мазилов, И.А. Стадник, Ю.А. Гордиенко, В.Н. Ткаченко. Д.В. Кутний, Формирование групп персонала  $\parallel$ Труды XX радиационных рисков среди конференции Международной no физике радиационных явлений и радиационному материаловедению, 10-15 сентября 2012 г., Алушта, Крым, с. 140-141.

108. А.В. Мазилов, И.А. Стадник. *Оценка индивидуальных рисков персонала ННЦ ХФТИ:* Препринт ХФТИ 2013-2. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2013, 52 с.

109. В.Т. Толок. Жизнь моя. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2006, 340 с.

### Расчет рассеивания радиоактивных газов, образующихся при работе циклотрона CV-28

#### П1.1. Общие сведения об ускорительном комплексе на основе циклотрона CV-28

Целью создания ускорительного комплекса на основе циклотрона CV-28 является проведение исследований радиационной стойкости материалов ядерной энергетики и развитие радиационных технологий. Циклотрон CV-28 предназначен для ускорения ионов водорода, дейтерия, гелия-3 и гелия-4. Характеристики ускоряемых пучков приведены в табл. П1.1.

Таблица П1.1

Ускоряемые частицы	Интервал энергий ускоряемых частиц, МэВ	Ток на внешней мишени при минимальной энергии, мкА	Ток на внешней мишени при максимальной энергии, мкА	Ток на внутренней мишени циклотрона, мкА
Протоны	224	70	70	500
Дейтроны	414	100	100	500
Гелий-3	636	15	70	150
Гелий-4	828	10	50	100

Характеристики ускоряемых пучков циклотрона CV-28

Размещение циклотронного комплекса осуществляется в технологической части здания №222 на отметке – 4,8 в осях 3 – 7'; Г – С. Схема размещения показана на рис. П1.1.

Основной элемент ускорительного комплекса – циклотрон 1 располагается в рабочей камере 06/3. Пучок ускоренных в циклотроне ионов по ионопроводу 2 поступает на вход переключающего электромагнита 3. Путем установки определенной величины магнитного поля между полюсами

может быть направлен электромагнита пучок ионов Β ионопровод одной из семи мишеней (4-10). Мишени 4 и 5 находятся в рабочей камере 06/4, мишени 6 и 9 – в рабочей камере 06/3, мишени 7 и 8 – в камере 06/5, мишень 10 – в устройств, 07/3. Наличие защитных стен И камере перекрывающих ионопроводы рабочих камер, в которых не производится облучение мишеней, позволяют производить одновременно облучение в одной из камер и подготовку к облучению в остальных камерах.



Рис. П1.1. План размещения ускорительного комплекса CV-28: 1 – циклотрон; 2 – ионопровод; 3 – переключающий электромагнит; 4 – 10 – мишени; 11 – система газоснабжения источника ионов; 12 – пункт радиационного контроля; 13 – пульт управления циклотроном; 14 – источники электропитания циклотрона; 15 – резервуар системы водоохлаждения; 16 – выносной пульт управления вакуумной системой

Персонал, допущенный в установленном порядке к работам на ускорительном комплексе, включает в себя обслуживающий персонал и экспериментаторов. В обязанности обслуживающего персонала входит обеспечение наличия на заданной мишени ионного пучка с заданными параметрами в течение заданного времени. При этом выполняются следующие операции: замена ионного источника; переключение рода газа, напускаемого в ионный источник; настройка циклотрона путем изменения частоты ВЧ-генератора и величины магнитного поля с целью получения заданной энергии ионов на выходе; вывод циклотрона на определенный режим работы и его поддержание.

В обязанности экспериментаторов входят: установка необходимой мишени; дистанционный контроль или управление условиями облучения с помощью приборного оборудования, установленного в помещениях 06/6 и 07/1; снятие облученной мишени с последующим размещением ее в транспортном контейнере для выполнения дальнейших исследований в специальных помещениях здания №222, не указанных на рис. П1.1.

Выдержка активированных элементов будет производиться в помещении 06/7. Помещения 05/1, 05/2 и 05/3 предназначены для оборудования системы автономного водоохлаждения циклотрона.

### П1.2. Расчет концентраций радиоактивных газов в рабочих камерах ускорительного комплекса

При расчете концентраций радиоактивных газов <sup>13</sup>N, <sup>15</sup>O и <sup>41</sup>Ar в рабочих камерах и приземном слое атмосферы приняты следующие исходные данные:

энергия дейтронов  $E_0 = 14$  МэВ;

средний ток ускоренных дейтронов  $I_{cp} = 100$  мкА;

объемы рабочих камер 06/3; 07/3; 06/5 и 06/4 равны соответственно  $V_1 = 270$ ;  $V_2 = 90$ ;  $V_3 = 75$ ;  $V_4 = 120 \text{ м}^3$ ;

расчетные радиусы рабочих камер равны соответственно  $R_1 = 4,0; R_2 = 2,8; R_3 = 2,6; R_4 = 3,0$  м;

кратность воздухообмена в рабочих камерах K = 20.

Для получения максимально возможного потока нейтронов в рабочих камерах циклотрона в качестве мишени, облучаемой ускоренными дейтронами с энергией 14 МэВ и током 100 мкА, выбран бериллий. В этом случае выход нейтронов составит примерно 7,5·10<sup>13</sup> нейтр./(с·мА) [1] или 1,2·10<sup>-2</sup> нейтр./дейтр. Известно, что большая часть нейтронов имеет направление вылета, совпадающее с направлением пучка дейтронов. Поэтому для упрощения расчетов можно считать, что все нейтроны падают на столб воздуха площадью 1 см<sup>2</sup> и длиной *R*. При расчетах принято содержание в воздухе азота – 75,5%, кислорода – 23,15%, аргона – 1,29%.

Энергетический спектр нейтронов, образующихся при взаимодействии пучка дейтронов с энергией 13,55 МэВ с бериллиевой мишенью, определен исходя из данных работы [2]. Максимальная энергия образовавшихся нейтронов под углом 0° может достигать 18,3 МэВ, под углом  $90^{\circ} - 14,1$  МэВ. В установившемся режиме наработка ядер <sup>13</sup>N, <sup>15</sup>O и <sup>41</sup>Ar

будет происходить по закону:

$$N = n \int_{E_n}^{E_n^{\text{max}}} \delta(E_n) f(E_n) dE_n,$$

где n – число ядер исходного ядра на пути нейтронов;  $\delta(E_n)$  – сечение образования нарабатываемого изотопа в зависимости от энергии нейтронов;  $E_n$  – порог реакции;  $E_n^{max}$  – максимальное значение энергии нейтронов. Концентрация нарабатываемого изотопа в установившемся режиме определена по формуле:

$$C\left(Ku/\left(M^{3}\cdot u\right)\right) = \frac{A\left(Ku\right)}{\left[\left(K + 0.693/T_{\frac{1}{2}}\right)V\right]},$$

где  $T_{1/2}$  – период полураспада нарабатываемого изотопа. В табл. П1.2 приведены рассчитанные концентрации <sup>13</sup>N, <sup>15</sup>О и <sup>41</sup>Аг в рабочих камерах циклотрона. Исходя из данных таблицы, концентрация радиоактивных газов в приземном слое будет определяться изотопом <sup>13</sup>N. Запретный период входа в рабочую камеру ускорителя определен по формуле:

$$T_{sanp} = \ln \frac{\left( C / \Pi \square K \right)}{\left( K + \frac{0.693}{T_{\frac{1}{2}}} \right)},$$

ПДК где предельно допустимая концентрация нарабатываемого радиоактивного газа.

Номер	Активность,	С,	$C K \mu/\mu^3$	ПДК <sub>А</sub> ,	Т мин
камеры	Бк	Ки/(м <sup>3</sup> ·ч)	С, Ки/м	Ки/м <sup>3</sup>	1 <sub>запр</sub> , мин
		<sup>13</sup> N			
06/3	$1,75 \cdot 10^7$	$2,60.10^{-4}$	$7,2.10^{-8}$		12
07/3	$1,22 \cdot 10^7$	$5,46 \cdot 10^{-4}$	$1,5.10^{-7}$	<b>2</b> 10 <sup>-6</sup>	13,8
06/5	$1,15 \cdot 10^7$	$6,20 \cdot 10^{-4}$	$1,7.10^{-7}$	2.10	14,4
06/4	$1,34.10^{7}$	$4,51 \cdot 10^{-4}$	1,3.10-7		13,2
		<sup>15</sup> <b>O</b>			
06/3	$3,29 \cdot 10^5$	$2,65 \cdot 10^{-6}$	$0,73 \cdot 10^{-9}$		1,74
07/3	$2,61 \cdot 10^5$	6,86·10 <sup>-6</sup>	1,91·10 <sup>-9</sup>	10 <sup>-6</sup>	2,82
06/5	$3,46 \cdot 10^5$	$7,75 \cdot 10^{-6}$	$2,15\cdot10^{-9}$	10	3,00
06/4	$3,38 \cdot 10^5$	$5,65 \cdot 10^{-6}$	$1,57 \cdot 10^{-9}$		2,50
<sup>41</sup> Ar					
06/3	$1,04 \cdot 10^7$	$1,83 \cdot 10^{-4}$	$0,51 \cdot 10^{-7}$		2,28
07/3	$0,72 \cdot 10^7$	3,86.10-4	$1,07 \cdot 10^{-7}$	0.2.10 <sup>-5</sup>	4,20
06/5	$0,68 \cdot 10^7$	$4,30.10^{-4}$	$1,19.10^{-7}$	9,2.10	4,50
06/4	$0,80 \cdot 10^7$	$3,14 \cdot 10^{-4}$	$0,87 \cdot 10^{-7}$		3,60

# Концентрации <sup>13</sup>N, <sup>15</sup>O и <sup>41</sup>Ar в рабочих камерах циклотрона

### П1.3. Расчет концентрации радиоактивного газа <sup>13</sup>N в приземном слое атмосферы

Расчет концентрации <sup>13</sup>N в приземном слое атмосферного воздуха выполнен при следующих исходных данных:

высота источника выброса – 31,8 м;

диаметр устья источника – 0,8 м;

производительность вентилляционной системы – 2,2 м<sup>3</sup>/с; температура выбрасываемой смеси воздуха – 25°С.

Расчет максимальной приземной концентрации <sup>13</sup>N (*См*) и приземных концентраций (*C*) по оси факела выброса на различных расстояниях (*X*) от источника выброса при опасной скорости ветра производился в соответствии с «Методикой расчета концентраций в атмосферном воздухе вредных веществ, содержащихся в выбросах предприятий», Ленинград, Гидрометеоиздат, 1987 г.

1. 
$$Cm = \frac{A \cdot M \cdot F \cdot n \cdot \eta}{H^{\frac{4}{3}}} \cdot K.$$

Здесь A = 180 -коэффициент, зависящий от температурной стратификации атмосферы;  $M = C \cdot V_1 = 3,74 \cdot 10^{-7} \text{ Ku/c} - \text{активность}$ выброса;  $C = 1,7 \cdot 10^{-7} \, \text{Ки/м}^3$  – максимальная активность на выходе газовоздушной смеси из источника загрязнения;  $V_1 =$ 8000 м<sup>3</sup>/ч = 2,2 м<sup>3</sup>/с – расход газовоздушной смеси; F=1 – безразмерный коэффициент, учитывающий скорость оседания атмосферном воздухе;  $n = 4, 4v_m$ ; вредных веществ в  $v_m = 1, 3 \cdot \frac{\varpi_0 \cdot D}{H}; \quad \omega_0 = \frac{4V_1}{\pi \cdot D^2}; \quad \omega_0 = 4,38 \text{ м/с} - \text{средняя скорость}$ выхода газовоздушной смеси из устья источника выброса; D = 0,8 м – диаметр устья источника выброса; Н = 31,8 м – высота источника выброса;  $\eta = 1$  – безразмерный коэффициент, учитывающий влияние рельефа местности;  $K = \frac{D}{8V_1} = \frac{1}{7.1 \cdot \sqrt{\omega_0} \cdot V_1}$ . 2. Расстояние Х<sub>т</sub> от источника выброса, на котором

приземная концентрация достигает максимального значения при неблагоприятных метеорологических условиях, определяется по формуле:

$$X_m = \frac{5-F}{4} \cdot dH ,$$

где d = 5,7 при  $\mathcal{V}_m \leq 0,5$ ;  $\Delta T \approx 0$ .

3. При вышеперечисленных условиях опасная скорость ветра составляет 0,5 м/с, приземная концентрация вредных веществ в атмосферу по оси факела выброса на различных расстояниях от источника выброса определяется по формуле:

$$C = S_1 \cdot C_m,$$

где  $S_1$  – безразмерный коэффициент, определяемый в зависимости от отношения  $X/X_m$  и коэффициента F, по формулам:

при 
$$X/X_m \le 1$$
  $S_1 = 3 \cdot \left(\frac{X}{X_m}\right)^4 - 8 \cdot \left(\frac{X}{X_m}\right)^3 + 6 \cdot \left(\frac{X}{X_m}\right)^2;$ 

при 
$$1 < X/X_m \le 8$$
  $S_1 = \frac{1,13}{0,13 \cdot \left(\frac{X}{X_m}\right)^2 + 1};$   
при  $F \le 1,5$  и  $X/X_m > 8$   $S_1 = \frac{\frac{X}{X_m}}{3,58 \cdot \left(\frac{X}{X_m}\right)^2 - 35,2 \cdot \left(\frac{X}{X_m}\right) + 120}.$ 

Результаты расчета:

1. Максимальная концентрация  $C_m = 2,0.10^{-8} \text{ Kи/м}^3$ 

2. Расстояние от источника выброса, на котором приземная концентрация достигает максимального значения  $X_m = 181$  м.

3. Значения приземных концентраций  $^{13}$ N (C<sub>e</sub>) по оси факела выброса на различных расстояниях (X) от источника выброса с учетом периода полураспада представлены в табл. П1.3.

Таблица П1.3

#### Значения приземных концентраций <sup>13</sup>N (*C<sub>e</sub>*) по оси факела выброса на различных расстояниях (*X*) от источника выброса с учетом периода полураспада

Х, м	t, мин	С, Ки/м <sup>3</sup>	C <sub>e</sub> , Ки/м <sup>3</sup>
18	0,6	1,0.10-9	9,4·10 <sup>-10</sup>
36	1,2	$3,2.10^{-9}$	2,9.10-9
90	3	$1,2.10^{-8}$	9,9·10 <sup>-9</sup>
180	6	$2,0.10^{-8}$	1,3.10-8
360	12	$1,5 \cdot 10^{-8}$	6,3·10 <sup>-9</sup>
540	18	1,0.10-8	2,9.10-9
720	24	6,9·10 <sup>-9</sup>	8,3·10 <sup>-10</sup>
900	30	5,2.10-9	$6,2.10^{-10}$

Как видно из вышеприведенной таблицы результатов расчета, максимальная концентрация загрязняющего вещества

достигается на расстоянии 180 м от источника выброса и составляет 2.0·10<sup>-8</sup> Ки/м<sup>3</sup>.

На рис. П1.2 приведена графическая иллюстрация данных табл. П3.



Рис. П1.2. Значения приземных концентраций <sup>13</sup>N по оси факела выброса на различных расстояниях от источника выброса

## Радиационная защита ускорителя электронов ЛИУМ-2: расчет и геометрия построения

#### Введение

Внедрение в промышленность радиационных технологий, основанных на использовании высокоэнергетичных электронных пучков (пучково-озонных технологий), требует создания ускорителей электронов с энергией до 10 МэВ и средней мощностью пучка на выходе свыше 200 кВт [3-5]. Необходимость в таких пучках электронов имеет место уже сегодня. Она обусловлена, прежде всего, реализацией технологий, связанных с очисткой промышленных стоков, стоков крупных фармакологических и медицинских предприятий, животноводческих ферм с производительностью до нескольких тысяч кубических метров воды в сутки. Для получения столь мощных пучков электронов в последнее время используются многомодульные ускорительные системы, состоящие из набора правило, ускорителей. резонансных, как Новизна таких технологий обусловлена ещё и тем обстоятельством, что до недавнего времени отсутствовали способы изготовления окон вывода пучка из ускорителя на большие мощности.

В Национальном научном центре «Харьковский физикотехнический институт» предложен способ изготовления выходного окна ускорителя на основе углерод-углеродного материала, пропитанного силициумом [6]. Это позволило изготовить опытный линейный индукционный ускоритель с энергией электронов 2 МэВ и током в импульсе 3.10<sup>3</sup> А.

Ускоритель состоит из четырех цилиндрических последовательно соединенных ускоряющих полусекций (пс) длиной 78 см каждая. Индукционная система вокруг оси полусекции, являющейся осью пучка, состоит из слоя железа толщиной 17 см и слоя медной обмотки толщиной 22 см с

коэффициентом упаковки 0,9 (рис. П2.1). Между второй и третьей полусекциями расположена переходная камера длиной 35 см с медной обмоткой толщиной 10 см.

Ускоритель расположен в помещении №316 здания №2 промплощадки №1 ННЦ ХФТИ. На рис. П2.2 изображена схема расположения ускорителя относительно помещения №316 и смежных помещений.

Постоянные рабочие места персонала категории А расположены в смежных помещениях №314 и 318, персонала категории Б – в помещении №230, находящемся этажом ниже под помещением №316. Персонал категории Б также может находиться в коридоре и за пределами здания №2 на расстоянии не менее 30 м от выхода пучка ускорителя.

В данном разделе мы покажем, что, несмотря на большой ускоряемый ток электронов в ускорителе, использующем ферромагнитную ленту, в силу практического отсутствия транспортировки, пучка В тракте специфики рассеяния топографии тормозного рентгеновского излучения, можно без особых трудностей осуществить эффективную радиационную защиту обслуживающего ускоритель персонала, используя, например, Укажем наиболее свинец. опасные области ионизирующего излучения в тракте ускорителя.



Рис. П2.1. Эскиз ускоряющей полусекции ЛИУМ: 1+3 — сталь толщиной 14 см; 2 — медь толщиной 22 см; 3 — нержавеющая сталь; 4 — масло трансформаторное



Рис. П2.2. Схема расположения ускорителя ЛИУМ-2: а – вид сверху; б – вид сбоку

#### П2.1. Параметры работы ускорителя

Электронный пучок из инжектора, расположенного в первой полусекции, ускоряется до энергии  $E_1 = 1$  МэВ в ускоряющем зазоре между первой и второй полусекциями, проходит вторую полусекцию, переходную камеру и третью полусекцию, ускоряется в ускоряющем зазоре между третьей и четвертой полусекциями до энергии  $E_2 = 2$  МэВ, проходит четвертую полусекцию и «высаживается» на мишень (см. точка A на рис. П2.2). Ток в импульсе на всех стадиях ускорения составляет  $I_{имп} = 3 \cdot 10^3$  А, длительность импульса  $\tau = 0,125 \cdot 10^{-6}$ с, частота импульсов f = 5,6  $\cdot 10^{-3}$ с<sup>-1</sup> (1 импульс в 3 мин). В аварийном режиме электронный пучок высаживается на стенку электронопровода в начале второй полусекции (точка Б рис. П2.2).

Поскольку радиационные потери электронов в материале мишени растут с ростом его атомного номера, для проведения расчетов В качестве мишени ИЗ трех предполагаемых был алюминий) материалов (углерод, вода выбран И имеющий наибольший эффективный алюминий, атомный номер. Материалом мишени для случая аварийного режима выбрано железо (нержавеющая сталь электронопровода).

#### П2.2. Нормативные условия радиационной безопасности

Основной регламентированной величиной при облучении работающих является предел дозы, равный 20 мЗв/год для персонала категории А и 2 мЗв/год для персонала категории Б. Распределение дозы облучения в течение календарного года при этом не регламентируется [7]. При проектировании радиационной защиты от внешнего ионизирующего излучения используется коэффициент запаса проектируемой для мощности эквивалентной дозы на рабочих местах персонала, равный 2. Таким образом, принимая во внимание импульсный обеспечения излучения, для выполнения характер нормативных условий необходимо, чтобы среднее значение мощности эквивалентной дозы Р с внешней стороны защиты не превышало величины  $P_{np}$ :

$$P \le P_{np} = \frac{D_{np}}{T},\tag{\Pi2.1}$$

где  $D_{np}$  – проектный предел дозы, равный 10 мЗв для персонала категории А и 1 мЗв – для персонала категории Б; T – референтная продолжительность облучения, равная 1700 ч.

Следовательно, для персонала категории А

$$P_{np}(A) = 5,9 \cdot 10^{-6} \, \text{Зв/ч},$$

для персонала категории Б

$$P_{np}(\mathbf{E}) = 5,9 \cdot 10^{-7} \, \mathrm{3}\mathrm{B/4}.$$

#### П2.3. Характеристика ионизирующего излучения

При взаимодействии с мишенью электронов с энергией 1 MэB  $\leq$  E  $\leq$  2 МэB радиационные потери идут на тормозное излучение и процесс образования электрон-позитронных пар. Поскольку сечение образования пар в этом диапазоне энергий

мало, основным видом излучения является тормозное излучение с некоторой эффективной энергией  $E_{g\phi} = \frac{2}{3}E$  при

 $E_{g,\phi} \leq 1,7$  МэВ,  $E_{g,\phi} = \frac{1}{2}E$  при  $1,7 < E \leq 10$  МэВ с ярко выраженной анизотропией, зависящей как от энергии электронов, так и от атомного номера мишени [8].

Представленные [8] В экспериментальные данные углового распределения тормозного излучения для различных энергий электронов и мишеней явно занижены при углах  $\Theta$ , лежащих в окрестности 90° (О – угол между направлением пучка электронов и нормалью к плоскости мишени), что очевидно, с резким увеличением эффективной связано, толщины мишени в этом направлении. В расчетах были использованы значения мощности дозы при углах  $\Theta=90^\circ$ , полученные путем интерполяции экспериментальных данных при углах  $\Theta < 90^{\circ}$  и  $\Theta > 90^{\circ}$  которые соответственно в 2 и 1,2 раза выше экспериментальных для энергии электронов E = 1 МэВ (мишень из железа) и Е = 2 МэВ (мишень из алюминия). Для других углов использованы экспериментальные данные.

Таблица П2.1

Угловое распределение мощности эквивалентной дозы на расстоянии 1 м от мишени

Θ	0	50	60	70	80	90	180
Точка $A$ (мишень из алюминия, $E = 2$ МэВ, $E_{3\phi} = 1$ МэВ)	0,323	0,074	0,042	0,024	0,021	0,017	0,0091
Точка <i>Б</i> (мишень из железа, $E = 1$ МэВ, $E_{3\phi} = 0,671$ МэВ)	0,073	-	-	-	-	0,011	0,0077

Угловое распределение средней мощности эквивалентной дозы на расстоянии 1 м от мишени в необходимом для данного расчета диапазоне углов при среднем токе  $I=I_{umn}\cdot \tau \cdot f=2,1\cdot 10^{-6}$  А приведено в табл. П2.1 (в единицах  $\frac{3B \cdot M^2}{4}$ ).

#### П2.4. Алгоритм расчета защиты

Расчет толщины барьерной защиты  $\Delta$  основывается на условии, при котором значение максимальной мощности эквивалентной дозы в местах нахождения персонала не превышает установленного значения проектной мощности дозы для лиц категорий А и Б. Необходимая толщина защиты может быть определена с помощью данных таблиц, приведенных в работе этом необходимо знать кратность [9]. При ослабления эквивалентной мощности дозы, материал защиты И эффективную энергию тормозного излучения. Необходимая кратность ослабления  $K(\delta)$  вычисляется по формуле:

$$K = \frac{P_0(\Theta)}{P_{np} \cdot R^2 \cdot K(\delta)},\tag{\Pi2.2}$$

где  $\Theta$  – угол между направлением пучка электронов и направлением от мишени в расчетную точку (см. рис. П2.2); *R* – расстояние от мишени до расчетной точки;  $P_0(\Theta)$  – мощность дозы на расстоянии 1 м от мишени под углом  $\Theta$  без защиты, определяемая по табл. П2.1;  $P_{np}$  – проектная мощность дозы для персонала;  $K(\delta)$  – кратность ослабления за счет защиты конструкционными материалами ускорителя и перегородками общей толщиной  $\delta$  на отрезке *R*.

#### П2.5. Защитные характеристики конструкционных материалов ускорителя

Медь как материал радиационной защиты от фотонного излучения используется крайне редко, несмотря на лучшие по железом защитные свойства. Поэтому сравнению С В литературе отсутствуют сведения о значениях  $\Delta(K)$  для меди. предположить, следовало Однако. как И массовые коэффициенты ослабления меди и железа практически равны из-за близких значений атомных номеров (Z=23 для железа и Z=26 для меди) [10]:

$$\overline{\mu}$$
(Fe) = 0,0599 $\frac{\text{см}^2}{\Gamma}$  при  $E = 1$  МэВ и 0,0424 $\frac{\text{см}^2}{\Gamma}$  при  $E = 2$  МэВ;

$$\overline{\mu}$$
(Cu) = 0,0589 $\frac{cM^2}{\Gamma}$  при  $E = 1$  МэВ и 0,048 $\frac{cM^2}{\Gamma}$  при  $E = 2$  МэВ.

Из-за неплотной упаковки медной обмотки индукционной эффективная системы ee плотность составляет  $\rho_{9\phi} = 0.9\rho(Cu) = 8.0 \frac{\Gamma}{cm^2}$ . Учитывая, что плотность железа  $\rho$  (Fe) = 7,9 $\frac{\Gamma}{cM^2}$ , можно утверждать, что И линейные коэффициенты ослабления железа и меди равны, т. е. слой медной обмотки эквивалентен слою железа той же толщины. Таким образом, ускоряющие секции имеют радиальную толщину защиты из железа  $\delta_{nc}$ =39 см, переходная камера –  $\delta_{n\kappa}$ =10 см. Кроме данной защиты в торце первой полусекции на оси пучка имеется заглушка из железа толщиной  $\delta_3=1$  см.

Интерполируя данные толщины защиты из железа в зависимости от кратности ослабления и эффективной энергии тормозного излучения [9], имеем:

$$K(\delta_{nc} = 39) = 2,38 \cdot 10^{6}$$
 при  $E_{3\phi} = 1$  МэВ;  
 $K(\delta_{nc} = 39) > 10^{7}$  при  $E_{3\phi} = 0,67$  МэВ;  
 $K(\delta_{n\kappa} = 10) = 35,8$  при  $E_{3\phi} = 0,67$  МэВ;  
 $K(\delta_{3} = 1) = 1,2$  при  $E_{3\phi} = 1$  МэВ и при  $E_{3\phi} = 0,67$  МэВ.

факт, Принимая BO внимание TOT ЧТО массовые коэффициенты воды и дерева примерно равны [10], а также плотность дерева (≈0,7) и данные учитывая кратности ослабления для воды [9], оцениваем кратность ослабления перегородок имеющихся деревянных И потолочных перекрытий толщиной  $\delta_{\partial}$ :

$$K(\delta_{\partial}=14) = 1,2; K(\delta_{\partial}=21) = K(\delta_{\partial}=22) = 1,4; K(\delta_{\partial}=40) = 2,0$$
  
при  $E_{\nu\phi} = 1$  МэВ и при  $E_{\nu\phi} = 0,67$  МэВ.

#### П2.6. Выбор расчетных точек

Расчетными точками или точками, в которых ожидается максимальная мощность эквивалентной дозы (см. рис. П2.2), являются:

- точка  $O_0$ , расположенная за пределами здания на расстоянии  $R_0 = 30$  м от ускорителя,  $\Theta = 0^{\circ}$  (персонал категории Б);
- точка O<sub>1</sub>, расположенная в углу помещения №318 на уровне оси пучка (персонал категории А);
- точка O<sub>1</sub>', расположенная у стены помещения №318 на уровне оси пучка напротив точки А (персонал категории А);
- точка O<sub>2</sub>, расположенная в углу помещения №314 на уровне оси пучка (персонал категории А);
- точка O<sub>2</sub>', расположенная у стены помещения №314 на уровне оси пучка напротив точки O<sub>3</sub>, расположенной в углу между потолком и несущей стеной помещения №230 под осью пучка (персонал категории Б);
- точка O'<sub>3</sub>, расположенная у потолка помещения №230 под точкой А (персонал категории Б);
- точка O<sub>4</sub>, расположенная у стены коридора на уровне оси пучка (персонал категории Б);
- точка O<sub>5</sub>, расположенная в углу между потолком и стеной помещения №230 напротив точки Б' (персонал категории Б);
- точка O<sub>6</sub>, расположенная у стены помещения №318 на уровне оси пучка напротив точки Б' (персонал категории А);
- точка O<sub>7</sub>, расположенная у стены помещения №314 на уровне оси пучка напротив точки Б' (персонал категории А).

Наличие пар расчетных точек  $O_1$  и  $O_1'$ ,  $O_2$  и  $O_2'$ ,  $O_3$  и  $O_3'$ обусловлено конкурирующим действием следующих эффектов. С уменьшением угла  $\Theta$  увеличивается расстояние до расчетной точки R, следовательно, увеличивается эффективная толщина защиты  $\Delta_{3\phi}$ , что приводит, с одной стороны, к уменьшению мощности эквивалентной дозы, с другой стороны – к ее увеличению за счет анизотропии излучения, функциональная зависимость которой от  $\Theta$ , вообще говоря, неизвестна. Из вычисленных значений  $\Delta$  и  $\Delta'$  будет выбрано большее.

Расчет точек *O*<sub>5</sub>, *O*<sub>6</sub> и *O*<sub>7</sub> обусловлен существующей вероятностью внештатного режима, при котором пучок может «высаживаться» в переходной камере.

#### П2.7. Расчет толщины защиты

Точка  $O_1$ :  $R'_1 = 5,78 \text{ м}$ ;  $\Theta = 77^\circ$ ;  $P_{OA}(77^\circ) = 0,022 \frac{3B \cdot M^2}{4}$ ;  $P_{np}(A) = 5,9 \cdot 10^{-6} \frac{3B \cdot M^2}{4}$ ;  $K(\delta_{\partial}) = 1,2$ ;  $E_{3\phi} = 1 \text{ M3B}$ ; K = 93,0; эффективная толщина защиты  $\Delta_{13\phi} = 6,9 \text{ см}$ ; реальная толщина  $\Delta_1 \cdot \Delta_{13\phi} \cdot \sin \Theta_1 = 6,7 \text{ см}.$ 

Таким образом, толщина защиты помещения №318 (точка *A*)  $\Delta_A(318) = 6,7$  см.

2.7.2. Точка  $O'_2$ :  $R'_2 = 2,72$  м;  $\Theta = 90^\circ$ ;  $P_{OA}(90^\circ) = 0,017 \frac{3B \cdot M^2}{4}$ ;  $P_{np}(A) = 5,9 \cdot 10^{-6} \frac{3B \cdot M^2}{4}$ ;  $K(\delta_\partial) = 1,4$ ;  $E_{3\phi} = 1$  МэВ. Аналогично с п. 2.7.1 определяем: K = 278;  $\Delta'_2 = 8,4$  см.

Точка  $O_2$ :  $R'_2 = 3,0$  м;  $\Theta = 65^\circ$ ;  $P_{OA}(65^\circ) = 0,030 \frac{3_{\text{B} \cdot \text{M}^2}}{\text{ч}}$ ;  $P_{np}(A) = 5,9 \cdot 10^{-6} \frac{3_{\text{B} \cdot \text{M}^2}}{\text{ч}}$ ;  $K(\delta_\partial) = 1,4$ ;  $E_{j\phi} = 1$  МэВ; K = 404;  $\Delta_{2j\phi} = 9,0$  см;  $\Delta_2 = 8,1$  см.

Следовательно,  $\Delta_A(314)=8,4$  см.

2.7.3. Точка  $O'_3$ :  $R'_3=1,95$  м;  $\Theta=90^\circ$ ;  $P_{OA}(90^\circ)=0,017 \frac{3B \cdot M^2}{q}$ ;  $P_{np}(E)=5,9\cdot 10^{-7} \frac{3B \cdot M^2}{q}$ ;  $K(\delta_{\partial})=2,0$ ;  $E_{3\phi}=1$  МэВ; K=3489;  $\Delta'_3=12,0$  см.

Точка  $O_3$ :  $R'_3=2,32$  м;  $\Theta=57^\circ$ ;  $P_{OA}(57^\circ)=0,034 \frac{3B \cdot M^2}{4}$ ;  $P_{np}(\mathcal{B})=5,9\cdot10^{-7}\frac{3B \cdot M^2}{4}$ ;  $K(\delta_\partial)=2,0$ ;  $E_{3\phi}=1$  МэВ; K=8502;  $\Delta_{33\phi}=13,1$  см;  $\Delta_3=11,0$  см.

Следовательно,  $\Delta_A(230)=12,0$  см.

2.7.4. Точка  $O_0$ :  $R_0=30$  м;  $\Theta=0^\circ$ ;  $P_{OA}(0^\circ)=0,323 \frac{3_{\rm B} \cdot {\rm M}^2}{{\rm q}};$  $P_{np}(E)=5,9\cdot10^{-7} \frac{3_{\rm B} \cdot {\rm M}^2}{{\rm q}}; K(\delta_{\partial})=1,0; E_{3\phi}=1$  МэВ;  $K=608; \Delta_4=9,5$  см;  $\Delta_A(O)=9,5$  см.

В случае внештатной «высадки» пучка (внештатный  $\Theta = 0^{\circ}$ режим) мощность при дозы  $P_{OG}(0^{\circ})=0,073 \frac{3_{B \cdot M^2}}{4} < P_{OA}(0^{\circ})=0,323 \frac{3_{B \cdot M^2}}{4}.$ Следовательно, защиты  $\Delta_A(O)=9,5$  см можно считать толщину лобовой обеспечения нормативных достаточной ДЛЯ условий радиационной безопасности.

На рис. П2.3 изображена рекомендуемая нами геометрия радиационной защиты из свинца на выходе ускорителя [11].

Величина угла  $\alpha_1$  должна обеспечивать безопасность персонала категории Б в помещении №230 и смежных помещениях за счет увеличения расстояния  $R_{\alpha}$  от точки А, компенсирующего разницу кратностей ослабления  $K_A(318)$  и  $K_A(230)$ . Очевидно, что величина угла  $\alpha_1$  определяется из условия  $\left(\frac{R_{\alpha}}{R'_3}\right)^2 \ge \frac{K_A(214)}{K_A(318)} = 37,5$ ; отсюда  $\alpha_1 \ge 81^\circ$ . Аналогично  $\alpha_2 = 73^\circ$ . Остальные углы определяются из геометрии расположения ускорителя в помещении №316.



Рис. П2.3. Геометрия радиационной защиты из свинца на выходе ускорителя:  $\Delta_A(318) = 6,7$  см;  $\Delta_A(314) = 8,4$  см;  $\Delta_{\rm A}(230) = 12,0 \, {\rm cm}; \ \Delta_{\rm A}(0) = 9,5 \, {\rm cm}; \ \alpha_1 = 81^\circ; \ \alpha_2 = 73^\circ; \ \alpha_3 = 58^\circ;$  $\alpha_4 = 73^{\circ}$ 

2.7.5. Боковая защита  $\delta_{nc} = 39$  см обеспечивает кратность ослабления  $K(\delta_{nc}) \ge 2,38 \cdot 10^6$  при излучении из точки A в углов  $180^{\circ} > \Theta \ge 90^{\circ}$  и  $K(\delta_{nc}) \ge 7 \cdot 10^7$  – направлении при «высадке» пучка во второй полусекции внештатной В диапазоне углов 180° <  $\Theta$  < 0. Из сравнения этих значений с величинами К, полученными в п. 2.7.3, следует, что боковая полусекций поверхность ускоряющих не нуждается В дополнительной защите.

Точка  $O_4$ : a)  $R_{4A}$ = $AO_4$ =4,95 м;  $\Theta$ =180°; 2.7.6.  $P_{OA}(180^{\circ})=0,0091 \ \frac{3_{B \cdot M^2}}{T}; \qquad P_{np}(E)=5,9 \cdot 10^{-7} \frac{3_{B \cdot M^2}}{T}; \qquad K(\delta_3)=1,2;$  $K(\delta_A)=1,4; E_{ij}=1$  МэВ;  $K=375; \Delta_{2ij}=13,1$  см;  $\Delta_{4A}(180^\circ)=8,9$  см. б)  $R_{4b} = BO_4 = 2,25$  м;  $\Theta = 180^\circ$ ;  $P_{Ob}(180^\circ) = 0,0077 \frac{3_{\text{B} \cdot \text{M}^2}}{3_{\text{H}}};$  $P_{np}(E) = 5.9 \cdot 10^{-7} \frac{3_{\text{B} \cdot \text{M}^2}}{\pi}; K(\delta_3) = 1.2; K(\delta_A) = 1.4; E_{3\phi} = 0.67 \text{ M}_3\text{B}; K$ = 1534; ∆<sub>4Б</sub>(180°) = 6,9 см.

Следовательно,  $\Delta_4(180^\circ) = 8.9$  см.

2.7.7. Точка  $O_5$ :  $R_5 = R'_3 = 1,95$  м;  $\Theta = 90^\circ$ ;  $P_{O5}(90^\circ) = 0,011 \frac{3_{B} \cdot M^2}{q}$ ;  $P_{np}(E) = 5,9 \cdot 10^{-7} \frac{3_{B} \cdot M^2}{q}$ ;  $K(\delta_{n\kappa}) = 35,8$ ;  $K(\delta_d) = 2,0; E_{3\phi} = 0,67$  МэВ; K = 68,5. Следовательно,  $\Delta_E(230) = 4,0$  см. 2.7.8. Точка  $O_6$ :  $R_6 = R'_1 = 5,64$  м;  $\Theta = 90^\circ$ ;  $P_{O6}(90^\circ) = 0,011 \frac{3_{B} \cdot M^2}{q}$ ;  $P_{np}(A) = 5,9 \cdot 10^{-6} \frac{3_{B} \cdot M^2}{q}$ ;  $K(\delta_{n\kappa}) = 35,8$ ;  $K(\delta_d) = 1,2; E_{3\phi} = 0,67$  МэВ; K = 1,36. Следовательно,  $\Delta_{E'}(318) = 0,3$  см. 2.7.9. Точка  $O_7$ :  $R_7 = R'_2 = 2,72$  м;  $\Theta = 90^\circ$ ;  $P_{O7}(90^\circ) = 0,011 \frac{3_{B} \cdot M^2}{q}$ ;  $P_{np}(A) = 5,9 \cdot 10^{-6} \frac{3_{B} \cdot M^2}{q}$ ;  $K(\delta_{n\kappa}) = 35,8$ ;  $K(\delta_d) = 1,4; E_{3\phi} = 0,67$  МэВ; K = 5,0. Следовательно,  $\Delta_{E'}(314) = 1,7$  см.



Рис. П2.4. Геометрия радиационной защиты из свинца вокруг переходной камеры:  $\Delta_{\mathcal{B}'}(318) = 0,3cM; \ \Delta_{\mathcal{B}'}(314) = 1,7cM;$  $\Delta_{\mathcal{B}'}(230) = 4,0cM; \ \alpha_1 = 82^\circ; \ \alpha_2 = 74^\circ; \ \alpha_3 = 58^\circ; \ \alpha_4 = 73^\circ$ 

На рис. П2.4 изображена рекомендуемая нами геометрия защиты переходной камеры. Величины углов  $\alpha_1 \ge 74^\circ$  и  $\alpha_2 = 82^\circ$  определены аналогично п. 2.7.4.

#### П2.8. Выводы из Приложения 2

Рассмотренные в работе условия облучения персонала предполагают полную потерю мощности пучка на излучение. Вычисленные при толщины защиты ускорителя ЭТОМ обеспечивают радиационную безопасность персонала С коэффициентом запаса выше предусмотренного требованием к внешнего проектированию защиты OT ионизирующего излучения. Данное обстоятельство связано с тем, что при расчетах были несколько завышены требования к начальным условиям, таким, как угловое распределение излучения, радиационные параметры нетрадиционных материалов защиты (медь, дерево, штукатурка), место и длительность облучения персонала, материал мишени.

Здесь не рассмотрена защита от значительно более слабого излучения, связанного с частичной потерей мощности пучка на участках неоднородного магнитного поля, ускоряющих зазорах, коллиматоре и т.д. В реальных условиях интенсивность такого излучения практически не поддается точному расчету и должна определяться экспериментально в ходе пуско-наладочных работ.

# Особенности расчета и построения радиационной защиты источника синхротронного излучения ИСИ-1200

В ННЦ ХФТИ совместно с Институтом металлофизики НАН Украины (г. Киев) разрабатывается проект комплекса источника синхротронного излучения ИСИ-1200 для Украинского национального синхротронного центра (рис. ПЗ.1). В состав комплекса ИСИ-1200 входят:

- накопитель электронов с энергией до 1,2 ГэВ, током до 0,5 А и временем жизни пучка около 6 ч. Периметр накопителя около 50 м;
- линейный ускоритель электронов (ЛУЭ) с энергией до 180 МэВ и мощностью 0,2 кВт (инжектор);
- система транспортировки пучка от ЛУЭ к накопителю;
- каналы синхротронного излучения (24 шт.).



Рис. П3.1. Схема комплекса ИСИ-1200: 1 – боковая защита накопителя; 2 – кольцо накопителя; 3 – ускоритель электронов (инжектор); 4 – боковая защита инжектора; 5 – каналы синхротронного излучения

Задачу настоящей работы составлял расчет радиационной защиты инжектора (потолочное перекрытие бункера ЛУЭ) и накопителя электронов (боковая стена, отделяющая рабочую зону накопителя от экспериментального зала).

#### Введение

работ, посвященных радиационной Анализ защите ускорителей электронов с энергией до 10 ГэВ, убедительно показывает сохранение классического алгоритма ее расчета, заключающегося в следующем. Мощность эквивалентной дозы (или доза) уменьшается по экспоненциальному закону в зависимости от толщины защиты и обратно пропорциональна квадрату расстояния от источника излучения. Основной задачей расчета оптимальный защиты выбор является необходимых радиационных параметров, которые условно можно разделить на две группы: параметры, характеризующие падающее на материал защиты излучение (вид излучения, спектральный состав и угловое распределение, дозовый излучения) эквивалент данного вида И параметры взаимодействия излучения с веществом (кратность или длина ослабления излучения, выход излучения, радиационная длина, критическая энергия, энергия комптоновского минимума).

При расчете защиты комплекса ИСИ-1200 в проектируемой геометрии использованы оптимальные, в отдельных случаях консервативные значения радиационных параметров, взятые из работ различных авторов.

#### ПЗ.1. Радиационные параметры

Целью расчета является получение значения необходимой толщины радиационной защиты, снижающей мощность дозы в месте нахождения персонала до проектного значения, установленного действующими нормативными документами в области радиационной безопасности. Таким образом, мы должны рассмотреть задачу определения защиты от фотонного и нейтронного излучений с использованием в качестве материала защиты традиционные бетон, свинец и железо, решая уравнение

$$P_{np} = P_{\gamma} + P_n , \qquad (\Pi 3.1)$$

где  $P_{\gamma}$  и  $P_n$  – соответственно фотонная и нейтронная составляющие мощности дозы с внешней стороны защиты, зависящие от ее толщины;  $P_{np}$  – проектная мощность дозы с внешней стороны защиты, равная 5,9·10<sup>-6</sup> Зв/ч [7].

#### ПЗ.1.1. Фотонное излучение

Электромагнитный каскад (ЭМК), возникающий при взаимодействии электронов с материалом защиты или толстой мишени, достигает своего максимума на глубине  $X_m$  [12], на больших глубинах число электронов в ЭМК уменьшается. Величина  $X_m$  зависит от энергии электронов  $E_0$  и определяется выражением:

$$X_m = 1,01 X_0 \ [\ln (E_o / E_c) - 1], \tag{\Pi3.2}$$

где  $X_0 = 716 A [Z (Z + 1) ln 183 Z^{1/3}]^{-1}$  – радиационная длина, г/см<sup>2</sup>;  $E_c = 800 / (Z + 1,2)$  – критическая энергия для данного материала мишени, МэВ [13]; A и Z – соответственно атомный вес и атомный номер материала мишени. При выполнения расчетов использованы следующие значения  $X_0$  и  $E_c$  для свинца и железа [14,15]:

$$X_0(Pb)=1,1$$
 см;  $X_0(Fe)=1,76$  см;  $E_c(Pb)=9,51$  МэВ;  
 $E_c(Fe)=29,4$  МэВ.

Спектр фотонов в ЭМК расположен вблизи энергии комптоновского минимума  $E_{com}$ , т.е. энергии, при которой длина ослабления фотонного излучения максимальна. Значения  $E_{com}$ для различных материалов находятся в пределах 0,2...0,5  $E_c$  и зависят не только от материала защиты (мишени), но и от толщины. Последний факт не отражается в некоторых классических работах, посвященных радиационной защите (см., например, [16,17,18]). Значения  $E_{com}(Pb)=3$  МэВ и  $E_{com}(Fe)=6$  МэВ, использованные в данном расчете, взяты из работы [19]. Энергия комптоновского минимума определяет энергию фотонов, падающих на защиту ( $E_{com}=E_{\gamma}$ ), следовательно, в значительной степени определяет и толщину этой защиты.

В расчетах многих авторов часто используется такой радиационный параметр, как дозовый эквивалент  $S_{\gamma}$ , характеризующий выход фотонов из толстой мишени и связывающий плотность потока фотонов с мощностью дозы. Численно дозовый эквивалент равен мощности дозы фотонного излучения (на определенном расстоянии от мишени) на единицу мощности падающего на мишень электронного пучка.

Таким образом, фотонное излучение, возникающее в результате развития электромагнитного каскада в мишени толщиной в несколько радиационных длин при попадании на нее электронов с энергией  $E_0$ , создает мощность дозы  $S_{\gamma}$  на расстоянии 1 м на 1 кВт мощности электронного пучка (правила Свенсона [16]):

$$S_{\gamma} (\Theta = 0^{\circ}) = 300 E_o, \frac{3_{\text{B}} \cdot \text{м}^2}{\text{ч} \cdot \text{кBT}}, \text{ при } E_o > 15 \text{ МэВ},$$
 (ПЗ.3а)

$$S_{\gamma} (\Theta = 90^{\circ}) = 50, \, \frac{3_{\mathrm{B} \cdot \mathrm{M}^2}}{\mathrm{v} \cdot \mathrm{\kappa Br}}, \, \, \mathrm{при} \, E_o > 100 \, \mathrm{MэB}.$$
 (ПЗ.3б)

Тогда мощность дозы фотонного излучения  $P_{\gamma}$  с внешней стороны защиты толщиной  $\Delta$  на расстоянии R от источника составит:

$$P_{\gamma} = \frac{W}{R^2} \cdot \frac{S_{\gamma}}{K(\Delta)}, \qquad (\Pi 3.4)$$

где  $K(\Delta)$  – кратность ослабления фотонного излучения с энергией фотонов  $E_{\gamma}$  в защите толщиной  $\Delta$  (значения  $K(\Delta)$ , полученные в геометрии широкого пучка, взяты из работы [19]); W – мощность электронного пучка, кВт.

#### ПЗ.1.2. Нейтронное излучение

При определении нейтронной компоненты мощности дозы можно использовать традиционное разбиение энергетического спектра нейтронов на два интервала – до 25 и выше 25 МэВ. Мы воспользовались более детальными исследованиями, проведенными в работе [20], где методом Монте-Карло вычислены значения дозовых эквивалентов для нейтронного излучения толстой медной ИЗ мишени В диапазоне энергий 25...100 МэВ и свыше 100 МэВ, равные  $3,3.10^{-3}$  3B·m<sup>2</sup>/(ч·кBT). И Расчеты соответственно 0.27 выполнены для энергий электронов вплоть до 10 ГэВ.

Для интервала энергий нейтронов до 25 МэВ в работе [17] использовалось значение дозового эквивалента, равное 22,5 Зв·м<sup>2</sup>/(ч·кВт). Мы получили более консервативное значение, равное 33,5 Зв·м<sup>2</sup>/(ч·кВт) для толстой свинцовой мишени. При этом было использовано соотношение  $S = h_M \cdot Y_n / 4\pi$ , где  $h_M = 4,5 \cdot 10^{-14}$  Зв·м<sup>2</sup>/нейтр. – удельная максимальная эквивалентная доза [21],  $Y_n = 2,6 \cdot 10^{12}$  нейтр./(кВт·с) – выход нейтронов из свинцовой мишени в области гигантского резонанса [22].

Оценка значений дозовых эквивалентов для мишеней из различных материалов проведена с учетом зависимости выхода нейтронов от атомного номера мишени, определяемой как  $Z^{0,73}$ . При этом получены следующие значения дозовых эквивалентов.

Для свинцовой мишени:

 $S_{n1} = 33,5 \ 3B \cdot M^2 / (\Psi \cdot \kappa BT)$  (E<sub>n</sub> < 25 M9B);  $S_{n2} = 0,57 \ 3B \cdot M^2 / (\Psi \cdot \kappa BT)$  (25 M9B < E<sub>n</sub> < 100 M9B); (II3.5a)  $S_{n3} = 7,0 \cdot 10^{-3} \ 3B \cdot M^2 / (\Psi \cdot \kappa BT)$  (E<sub>n</sub> > 100 M9B).

Для железной мишени:

 $S_{n1} = 14,5 \ 3B \cdot M^2 / (\Psi \cdot \kappa BT) \ (E_n < 25 \ M \ni B);$  $S_{n2} = 0,25 \ 3B \cdot M^2 / (\Psi \cdot \kappa BT) \ (25 \ M \ni B < E_n < 100 \ M \ni B; (\Pi 3.56) \ S_{n3} = 7,0 \cdot 10^{-3} \ 3B \cdot M^2 / (\Psi \cdot \kappa BT) \ (E_n > 100 \ M \ni B).$ 

Кратность ослабления нейтронного излучения в защите из бетона толщиной  $\Delta$  равна  $e^{\Delta/\lambda}$ , где  $\lambda$  – длина ослабления.

Значения длин ослабления для трех интервалов энергий нейтронов взяты из работы [23]:

$\lambda_1 = 14,6 \text{ cm}$	$(E_n < 25 M_{3}B);$
$\lambda_2 = 27,0$ см	$(25 \text{ M} \ni \text{B} < \text{E}_{\text{n}} < 100 \text{ M} \ni \text{B});$
$\lambda_3 = 50,0 \text{ cm}$	$(E_n > 100 \text{ M} \ni \text{B}).$

Таким образом, для расчета радиационной защиты необходимо решить относительно ∆ следующее уравнение:

$$\frac{W}{R^2} \left[ K(\delta) \cdot S_{\gamma} \cdot e^{-\frac{\Delta}{\lambda_{\gamma}}} + S_{n_1} \cdot e^{-\frac{\Delta}{\lambda_1}} + S_{n_2} \cdot e^{-\frac{\Delta}{\lambda_2}} + S_{n_3} \cdot e^{-\frac{\Delta}{\lambda_3}} \right] - P_{np} = 0.$$
(II3.6)

#### ПЗ.2. Исходные параметры и требования

#### ПЗ.2.1. Инжектор

Инжектор имеет следующие параметры:

- энергия ускоренных электронов  $E_o = 180 \text{ M}_{2}\text{B};$
- ток в импульсе I = 0,15 A;
- длительность импульса  $\tau = 300$  мкс.

#### ПЗ.2.2. Накопитель

Накопитель имеет следующие параметры:

- число накопленных электронов  $N = 5 \cdot 10^{11}$ ;
- время жизни пучка T = 6 ч;
- мощность пучка  $W = E_o (N / T) = 4,5 \cdot 10^{-6}$  кВт.

#### ПЗ.З. Защита от излучения инжектора

Инжектор, расположенный под помещением накопителя, может работать в двух режимах, при которых возможно полное гашение электронного пучка:

– прямой электронный пучок «высаживается» на цилиндр Фарадея (свинец);

– электронный пучок после первого поворотного магнита «высаживается» на коллиматор (железо).

Можно считать, что в обоих случаях источники излучения (места гашения пучка) расположены в одной точке и удалены в соответствии с проектом от возможного местонахождения персонала категории A на расстояние R = 5,5 м в направлении под углом  $\Theta = 27^{\circ}$  по отношению к прямому пучку (рис. ПЗ.2).



Рис. П3.2. Схематическое изображение инжектора (к расчету защиты инжектора)

Направление излучения ОТ источников В сторону расчетной точки рассматривается как направление под малым углом, поэтому необходимо использовать дозовый эквивалент фотонного излучения S<sub>v</sub> согласно первому правилу Свенсона (ПЗ.За), т.е. принимать равным 5,4·10<sup>3</sup> (Зв·м<sup>2</sup>)/(ч·кВт). Из **ДОЗОВЫМИ** сравнения ЭТОГО значения эквивалентами С нейтронного излучения следует необходимость в наличии локальной защиты на коллиматоре и цилиндре Фарадея.

При наличии локальной защиты от фотонного излучения толщиной  $\delta$  ослабление фотонной компоненты мощности дозы будет происходить как в материале локальной защиты, так и в материале глобальной защиты, т.е. в бетоне потолочного перекрытия с эффективной толщиной  $\Delta_1$ , которая связана с толщиной перекрытия  $\Delta$  соотношением  $\Delta = \Delta_1 \cdot \text{Sin } \Theta = 0,45 \cdot \Delta_1$  (рис. ПЗ.2). В этом случае кратность ослабления фотонной компоненты мощности дозы в расчетной точке будет равна произведению  $K(\delta) \cdot K(\Delta_1)$ . Ослаблением нейтронной компоненты мощности дозы в локальной защите можно
пренебречь, полагая, что локальная защита служит лишь устранению анизотропии нейтронного излучения.

После подстановки в (ПЗ.4) значения кратности ослабления  $K(\delta) \cdot K(\Delta_1)$  получаем уравнение для определения толщины локальной защиты от фотонного излучения  $\delta$  в зависимости от эффективной толщины глобальной защиты из бетона  $\Delta_1$ :

$$K(\delta) = \frac{R^2 \cdot S_{\gamma}}{W} \cdot \frac{1}{K(\Delta_1) \cdot (P_{np} - S_{n1} \cdot e^{-\frac{\Delta_1}{\lambda_1}} - S_{n2} \cdot e^{-\frac{\Delta_1}{\lambda_2}} - S_{n3} \cdot e^{-\frac{\Delta_1}{\lambda_3}}}.$$
(II3.7)

Рассмотрены три варианта локальной защиты: из железа, свинца, свинца толщиной  $X_m(Pb)=1,1$  см и железа. Ниже в табл. ПЗ.1, ПЗ.2 и ПЗ.3 приведены результаты вычислений в соответствии с уравнением (ПЗ.7):  $K(\Delta_1)$  и  $K(\delta)$ ,  $\Delta$ ,  $\Delta_1$  и  $\delta$  в см;  $P_{\gamma}$ ,  $P_{n1}$ ,  $P_{n2}$  и  $P_{n3}$  в мкЗв/ч.

Таблица ПЗ.1

# Локальная защита из свинца. Параметры S<sub>n</sub> из (ПЗ.5а), $E_{\gamma}$ =З МэВ (вариант А)

TC(A)	TC(C)			C	D	D	D	D
$K(\Delta_1)$	$K(\partial)$	$\Delta_1$	$\Delta$	δ	$P_{\gamma}$	$P_{nl}$	$P_{n2}$	$P_{n3}$
$6,64 \cdot 10^7$	1	262	118,9	0	5,42	0	0,23	0,25
$1.10^{7}$	7,3	236	107,1	5,7	4,86	0,01	0,62	0,41
$5 \cdot 10^{7}$	15,7	227,8	103,4	7,7	4,56	0,04	0,82	0,48
$2 \cdot 10^{6}$	47,3	213,7	97,0	10,4	3,77	0,10	1,39	0,64
$1.10^{6}$	116	205,4	93,0	12,4	3,08	0,17	1,89	0,76
$7 \cdot 10^5$	200	200,4	91,0	14,0	2,55	0,24	2.27	0,84
$5 \cdot 10^5$	359	196,0	89,0	15,5	1,99	0,33	2,67	0,91
$3,5 \cdot 10^5$	876	190,7	86,6	17,7	1,17	0,47	3,25	1,01
$2,6\cdot 10^5$	$2,9 \cdot 10^3$	187,0	84,9	20,5	0,48	0,60	3,73	1,09
$2,24 \cdot 10^5$	$3,0.10^4$	185,0	84,0	26,1	0,05	0,59	4,02	1,14
$2,21 \cdot 10^5$	$1,7.10^{5}$	184,8	83,9	30,1	0,01	0,70	4,05	1,14
$2,2.10^{5}$	$\infty$	184,7	83,8	$\infty$	0	0,70	4,06	1,14

*Примечание*. При построении локальной защиты по варианту А к указанным в таблице значениям δ следует добавить слой свинца толщиной 1,1 см, необходимый для формирования ЭМК.

Таблица ПЗ.2

$K(\Delta_1)$	$K(\delta)$	$\Delta_1$	Δ	δ	$P_{\gamma}$	$P_{nl}$	$P_{n2}$	$P_{n3}$
$6,1.10^{7}$	1	331,2	150,4	0	5,86	0	0,01	0,03
$1.10^{7}$	6,1	299,4	135,9	10,7	5,82	0	0,03	0,05
$5.10^{6}$	12,3	287,6	130,6	14,2	5,80	0	0,04	0,06
$1.10^{6}$	62,9	260,6	118,3	22,7	5,68	0	0,11	0,11
$5 \cdot 10^5$	128	247,1	112.2	27,9	5,58	0	0,18	0,14
$1.10^{5}$	701	218,4	99,2	34,3	5,09	0,03	0,53	0,25
$5.10^4$	1520	206,6	93,8	38,9	4,70	0,07	0,81	0,32
$2.10^{4}$	$4,7.10^{3}$	190,8	86,6	42,9	3,81	0,20	1,46	0,45
$1.10^{4}$	$1,4.10^4$	179,0	81,3	48,4	2,64	0,45	2,25	0,56
$5 \cdot 10^3$	$1,2.10^{5}$	166,7	75,7	59,3	0,59	1,06	3,54	0,71
$4,5 \cdot 10^3$	$5 \cdot 10^5$	164,8	74,8	66,0	0,16	1,20	3,80	0,74
$4,4.10^{3}$	$1,3.10^{6}$	164,4	74,6	70,0	0,06	1,23	3,86	0,75
$4,32 \cdot 10^3$	$\infty$	161,1	74,5	$\infty$	0	1,26	3,89	0,75

Локальная защита из железа. Параметры  $S_n$  из (ПЗ.5б),  $E_{\gamma} = 6$  МэВ (вариант Б)

Примечание. При построении локальной защиты по варианту Б к указанным в таблице значениям б следует добавить слой железа толщиной 1,5 см, необходимый для формирования ЭМК.

Таблица ПЗ.3

Локальная защита из железа со слоем свинца толщиной 1,1 см. Параметры S<sub>n</sub> из (ПЗ.5а), E<sub>γ</sub> = 3 МэВ (вариант В)

$K(\Delta_1)$	$K(\delta)$	$\Delta_1$	Δ	δ	$P_{\gamma}$	$P_{nl}$	$P_{n2}$	$P_{n3}$
$6,64 \cdot 10^7$	1	262,0	118,4	0	5,42	0	0,23	0,25
$1.10^{7}$	7,3	236,5	107,4	10,48	4,86	0,01	0,62	0,41
$5 \cdot 10^7$	15,7	227,0	103,1	14,2	4,56	0,04	0,82	0,48
$2 \cdot 10^{6}$	47,3	215,0	97,6	18,9	3,77	0,10	1,39	0,64
$1 \cdot 10^{6}$	116	205,4	93,2	22,7	3,08	0,17	1,89	0,76
$7 \cdot 10^5$	200	200,4	91,0	25,0	2,55	0,24	2.27	0,84
$5 \cdot 10^5$	359	196,0	89,0	27,4	1,99	0,33	2,67	0,91
$3,5\cdot10^{5}$	876	190,7	86,6	31,1	1,17	0,47	3,25	1,01
$2,6\cdot10^5$	$2,9.10^{3}$	187,0	84,9	36,1	0,48	0,60	3,73	1,09
$2,24 \cdot 10^5$	$3,0.10^4$	185,0	84,0	45,1	0,05	0,59	4,02	1,14
$2,21 \cdot 10^5$	$1,7.10^{5}$	184,8	83,9	50,3	0,01	0,70	4,05	1,14
$2,2.10^{5}$	00	184,7	83,8	00	0	0,70	4,06	1,14

Примечание. При построении локальной защиты по варианту В к указанным в таблице значениям δ следует добавить слой свинца толщиной 1,1 см, необходимый для формирования ЭМК.

На рис. П3.3 изображена функция  $\delta(\Delta_1)$  для описанных выше вариантов.



Рис. ПЗ.3. Зависимость толщины локальной защиты от фотонного излучения δ из железа, свинца, а также железа со слоем свинца толщиной 1,1 см от эффективной толщины Δ<sub>1</sub> глобальной защиты из бетона

Начиная с некоторых значений  $\Delta$ , связанных с  $\Delta_1$  выражением  $\Delta = \Delta_1 \cdot \text{Sin } \Theta = 0,45 \cdot \Delta_1$ , вплоть до тех значений, при которых локальная защита отсутствует ( $\delta = 0$ ) с точностью не более 5 %, функция  $\delta(\Delta)$  линейна. Это значительно облегчает выбор толщины локальной и глобальной защит. Для рассмотренных вариантов локальной защиты эти функции следующие: – вариант А:  $\delta$ =57,1...0,480· $\Delta$ , при 89< $\Delta$ <119, 0< $\delta$ <14,4, см; – вариант Б:  $\delta$ =106,6...0,709· $\Delta$ , при 88< $\Delta$ <119, 0< $\delta$ <27,5, см.

Полученные зависимости  $\delta(\Delta)$  (см. рис. ПЗ.3) свидетельствуют о том, что при толщинах глобальной защиты  $\Delta$  менее тех нижних значений, при которых линейность начинает нарушаться, требуемая толщина локальной защиты от фотонного излучения  $\delta$  резко возрастает. Поэтому при проектировании защиты следует пользоваться линейным участком зависимости  $\delta(\Delta)$ . Нижний предел глобальной защиты определяется работой инжектора на прямой пучок и составляет  $\Delta_{min} = 89$  см. Это означает, что в варианте Б требуемая толщина железа в локальной защите от фотонного излучения будет не более 43,5 см, а в варианте В – не более 26,6 см.

#### ПЗ.4. Защита от излучения накопителя

Рассмотрим геометрию накопителя (рис. П3.4). Кольцо электронопровода со средним радиусом r = 8 м окружено бетонной стеной с толщиной  $\Delta$ . Внутренняя поверхность стены удалена от электронопровода на расстояние L = 1 м (технологический проход).



Рис. П3.4. Схематическое изображение накопителя (к расчёту защиты накопителя)

Предположим, что в процессе работы накопителя пучок N электронов за время Т=6 ч (время жизни накопленного пучка) в критической точке железной «высаживается» детали  $E_0 = 1200 \text{ M} \Im B$ ),  $(X_m = 4,3 \text{ cm})$ при которой расположение равновероятно практически любом В вдоль месте электронопровода. Расстояние от точки «высадки» пучка накопителя до внешней поверхности стены составляет:

– по радиальному направлению ( $L + \Delta$ ) = (1 +  $\Delta$ ) м;

– вдоль касательной ( $L_{l} + \Delta_{l}$ ) = (4,1 +  $\Delta_{l}$ ) м.

Здесь  $L_1 = \sqrt{(r+L)^2 - r^2} = 4,1 \,\mathrm{m}, \Delta_1 - эффективная толщина стены вдоль касательной.$ 

Наиболее опасным является излучение, направленное по касательной к электронопроводу, поскольку при  $E_0$ =1200 МэВ в соответствии с правилами Свенсона (ПЗ.За) и (ПЗ.Зб)

$$S_{\gamma} (\Theta = 0^{\circ}) \sim 10^4 S_{\gamma} (\Theta = 90^{\circ}),$$

а нейтронная компонента мощности дозы, несмотря на анизотропию [24,25], примерно на два порядка меньше фотонной. Таким образом, излучение, пройдя технологический проход (расстояние  $L_1 = 4,12$  м) и эффективную толщину глобальной защиты  $\Delta_1$  (см. рис. ПЗ.4), должно создать с внешней стороны защиты мощность дозы не более  $P_{np}$ . Геометрические параметры накопителя связаны между собой соотношением

$$L_{1} + \Delta_{1} = \left[ \left( r + L + \Delta \right)^{2} - r^{2} \right]^{\frac{1}{2}}.$$
 (II3.8)

В соответствии с проектом число накопленных электронов  $N = 5 \cdot 10^{11}$ , энергия электронов  $E_0 = 1200$  МэВ, следовательно, «высаживаемая» мощность W и дозовый эквивалент S<sub>γ</sub> будут равны:

$$W = \frac{N \cdot E_0}{T} = 4,5 \cdot 10^{-6} \text{ kBr}, \text{ a } S_{\gamma}(\Theta = 0^{\circ}) = 3,6 \cdot 10^5 (3\text{B} \cdot \text{M}^2)/(\text{W} \cdot \text{kBr}).$$

Если пренебречь нейтронной компонентой мощности дозы, можно записать уравнение для определения эффективной толщины защиты  $\Delta_I$  в следующем виде:

366

$$K(\Delta_1) = \frac{W \cdot S_{\gamma}}{\left(L_1 + \Delta_1\right)^2 \cdot P_{\text{np}}}.$$
(II3.9)

Подставляя в это уравнение уже известные значения соответствующих параметров и решая его относительно  $\Delta_1$ , а также используя значения  $K(\Delta_1)$  для бетона и  $E_{\gamma}$ =6 МэВ, находим  $\Delta_1$ =175 см, а учитывая соотношение (ПЗ.8), получаем  $\Delta$ =92 см.

## ПЗ.5. Оценка наведенной радиоактивности деталей и оборудования ИСИ-1200

Наведенная радиоактивность (активация) возникает в основном за счет трех типов фотоядерных реакций:

- гигантского фотоядерного резонанса;
- квазидейтронного эффекта;
- реакции фоторасщепления ядер.

Вопроы наведенной радиоактивности подробно обсуждены в работах Барбье [26], оценки активности для случая ускорителей электронов проведены Свенсоном [16] и рядом отечественных авторов [27,28]. Эти оценки дают максимально-возможную мощность дозы при рассмотрении следующих моделей:

– электронный пучок «высаживается» на мишень бесконечной массы определенного изотопного состава;

– мощность дозы определяется из расчета, что вся наведенная активность сосредоточена в одной точке;

– учитываются все возможные каналы ядерных реакций, в результате которых образуются радиоактивные ядра, прежде всего фотоядерные реакции как основной канал образования наведенной радиоактивности, а также реакции на вторичных нейтронах в случае, если мощность пучка достаточно высока для создания больших потоков нейтронов.

В работе [17] сделаны следующие утверждения, необходимые для оценки наведенной радиоактивности:

а) подавляющий вклад в образование наведенной радиоактивности дают (ү, n)-реакции. Следовательно,

максимум возможного насыщения активности в большой степени определяется выходом фотонейтронов. Приближенное значение насыщения радиоактивности на единицу мощности электронного пучка выглядит следующим образом (в ГБк/кВт):

- для мягких элементов (*C* ... *Al*) – 400...600;

- для средних элементов (*Fe* ... *Ag*) – 800...1700;

- для тяжелых элементов (*Ba* ... *Pb*) – 2000;

б) вклад в насыщение радиоактивности, образованной (γ, 2n)-реакциями, составляет от 5% для легких элементов до 10% для тяжелых элементов;

в) суммарный вклад в насыщение радиоактивности всех остальных возможных реакций, включая реакции фоторасщепления, того же порядка, что и реакций (γ, 2n);

г) вышеуказанные утверждения дают максимально возможную радиоактивность, но на практике результат всегда значительно меньший по двум причинам: большое количество реакций не приводит к конечному радиоактивному изотопу, либо приводит к радиоактивным изотопам с очень малыми или слишком большими периодами полураспада. Обычно можно пренебречь периодами полураспада менее 10 мин, поскольку изотоп распадается прежде, чем персонал попадет в бункер ускорителя. Также пренебрегаются периоды полураспада более 10 лет из-за того, что насыщение не достигается за время эксплуатации ускорителя;

д) по степени чувствительности к активации используемые на ускорителях материалы можно разделить на 4 группы:

- нечувствительные свинец, бетон, дерево, пластик;
- среднечувствительные железо (сталь, феррит), медь;
- высокочувствительные нержавеющая сталь, вольфрам, тантал, цинк, золото, кобальт, никель;
- сверхвысокочувствительные делящиеся материалы (уран, плутоний, торий).

Мощность дозы *P* за счет наведенной радиоактивности отдельного изотопа в самом общем виде определяется выражением:

 $P = G \cdot Y \left[ 1 - \exp(-\lambda t) \right] \exp(-\lambda \tau),$ 

где Y – выход частиц, инициирующих реакцию образования изотопа;  $\lambda$  – постоянная распада изотопа; t – время облучения материала;  $\tau$  – время после прекращения облучения; G – коэффициент, зависящий от множества факторов, главными из которых являются:

- сечение реакции образования изотопа;
- энергия пучка;
- схема распада изотопа;
- геометрия;
- длина ослабления фотонного излучения.

Ясно, что насыщение активности, пропорциональное мощности дозы, наступает при длительном облучения ( $t > \tau$ ), а максимум – сразу же после прекращения облучения ( $t = \tau$ ).

Материалом, который будет определять радиационную обстановку в бункерах ИСИ-1200 за счет собственной активации, является железо в естественном составе. Железо – основной материал, используемый в устройствах формирования и проводки электронного пучка (магнитные линзы, отклоняющие магниты, коллиматор).

В табл. П3.4 представлены результаты расчетов мощности дозы фотонного излучения (на расстоянии 1 м) на единицу мощности электронного пучка после длительного облучения спустя определенное время  $\tau$ , выполненные различными авторами. Различия между результатами работ [17,26] и [27,28] обусловлены неодинаковым числом учтенных каналов реакций.

в таблице значений представленных выберем Из максимальное – 37,5 мЗв/(ч·кВт). Тогда, с учетом мощности пучка инжектора (W = 0,2 кВт), ожидаемая мощность дозы от наведенной радиоактивности на расстоянии 1 м не превысит 7,5 мЗв/ч∙0,2 кВт, что несколько порядков на меньше нейтронной мощности создаваемой компонентой, дозы, определяющей толщину потолочного перекрытия. В случае накопителя ( $W = -4,5 \cdot 10^{-6}$  кВт) мощность дозы от

В случае накопителя ( $W = -4,5 \cdot 10^{-6}$  кВт) мощность дозы от наведенной радиоактивности тем более не существенна.

Таким образом, наведенная радиоактивность деталей и оборудования ИСИ-1200 не вносит существенного вклада в

мощность дозы с внутренней стороны защиты и не требует усиления самой защиты.

Таблица ПЗ.4

#### Мощность дозы фотонного излучения наведенной на железе радиоактивности на расстоянии 1 м на единицу мощности пучка электронов, мЗв/(ч·кВт)

[17]*			[26]**	[27]*	[28]***	
τ = 1 ч	$\tau = 1 \text{ сут}$	τ=15 мин	τ = 1 ч	$\tau = 1 \text{ сут}$	$\tau = 0$	$\tau = 0$
34,0	13,6	37,5	25,0	16,9	7,8	11,8

\*Данные получены и использованы при конструировании инжектора большого электрон-позитронного ускорителя LEP ( $E_0=200 \text{ М}$ эB, W=0,44 кBm).

\*\*Расчеты выполнены для (ү, п)-реакций и энергий электронов вплоть до 3,5 ГэВ.

\*\*\*Расчеты выполнены для фотоядерных реакций в области гигантского резонанса.

### ПЗ.6. Выводы из Приложения 3

Проведенные расчеты позволяют с достаточной точностью проектировать радиационную защиту от ионизирующих излучений инжектора и накопителя, составляющих источник синхротронного излучения ИСИ-1200. Полученные результаты дают возможность утверждать следующее [29–32].

1. Толщина бетонного потолочного перекрытия инжектора должна быть не менее 89 и не более 150 см в зависимости от материала и толщины локальной защиты, функционально с ней связанной. Толщина локальной защиты из свинца при работе инжектора на прямой пучок составит не более 14,4+1,1=15,5 см. При работе инжектора на повернутый пучок толщина локальной защиты из железа должна быть не более 43+1,5=45 см. Если предусмотреть со стороны входа пучка слой свинца толщиной 1,1 см, то толщина железа составит не более 26,6 см.

2. Толщина боковой бетонной стены вокруг накопителя должна составлять не менее 92 см.

# Библиография к Приложениям

1. M.A. Lone et al. Characteristics of Neutrons from Be Target Bombarded by Protons. Deutrons and Alpha Particles // *Nucl. Instrum. and Methods.* 1981, v. 189, p. 515-523.

2. I. Olah et al. Investigation on neutron filds produced in  ${}^{2}$ H (d, n)  ${}^{10}$ Be reactions // *Nucl. Instrum. and Methods.* 1998, v. A 404, p. 373-380.

3. R.J. Adler. Comparison of DC and Pulsed Beams for Commercial Applications, BEAMS – 94, Riv White. 10<sup>th</sup> Intern // *Conf. On High Power Particle Beams, June 20-24*, 1994, San Diego, VI, p. 29.

4. P. Gehringer. Groundwater Remediation by Ozone/Electron Beam Irradiation Treatment, AOTS-1 // First Int Conf. On Advanced Oxidation Technologies for Water and Air Remidiation, London, Ontario, Canada, June 25-30. 1994, p. 30.

5. N. Getoff. Electron Beam Remediation of Water Paper presented at AOT-s-1 // First Int. Conf. On Advanced Oxidation Technologies for Water and Air Remediation, London Ontario Canada, June 25-30, 1994, p. 128.

6. О.Ф. Ковпик, Е.А. Корнилов, В.А. Гурин и др. Карбонкарбоновые окна, предназначенные для вывода электронных и протонных пучков из ускорителей в атмосферу // ПТЭ. 2004, №1, с. 77-79.

7. *НРБУ-97.* Государственные гигиенические нормативы. Киев, 1998.

8. Санитарные правила размещения и эксплуатации ускорителей электронов до 100 МэВ. М., 1981.

9. В.Д. Козлов. Справочник по радиационной безопасности. М.: «Атомиздат», 1977.

10. Л.Р. Киммель, В.П. Машкович. Защита от ионизирующих излучений. М.: «Атомиздат», 1966.

11. A.V. Mazilov, B.N. Razsukovannyj, Y.A. Degtyar, V.A. Vinokurov. Radiation Shielding of Electron Accelerator LIAM-2: Calculation and Geometry // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Ядерно-физические исследования» (47). 2006,  $N_{23}$ , с. 182-185.

12. A. Fasso et al. *Shielding against high-energy radiation*. New York: Springer-Verlag, 1990.

13. W.P. Swanson and R.H. Thomas. *The dosimetry of ionizing radiation*. New York: Academic Press, 1990, v. III..

14. Y.-S. Tsai. Pair production and bremsstrahlung of charged leptons // *Rev. Mod. Phys.* 1974, v. 46, p. 828.

15. Review of particles properties. Geneva, 1984, 304 p.

16. W.P. Swanson. Radiological safety aspects of the operation of electron linear accelerators *// Tech. Rep. Series 188.* IAEA, Vienna, 1979.

17. A. Fasso et al. Radiation problems in the design of the large electron-positron collider (LEP), CERN 84-02, 1984.

18. N. Ipe et al. Guide to beamline radiation shielding design at the advanced photon source // ANL/APS/TB-7 SLAC TN 93-5, November 1999.

19. Л.Р. Кимель, В.П. Машкович. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. Изд. 2-е. М.: «Атомиздат», 1972.

20. H. Destaebler, T.M. Jenkins, W.R. Nelson. *Shielding and radiation, ch. 26 of the Stanford two-mile accelerator /* ed. R.B. Neal (W.A. Benjamine Ine. New York, 1968).

21. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 и Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87. М.: «Энергоатомиздат», 1988.

22. В.Г. Недорезов, Ю.Н. Ранюк. *Фотоделение ядер за* гигантским резонансом. Киев: «Наукова думка», 1989, 192 с.

23. R.H. Thomas and G.R. Stevenson, Radiological safety aspects of the operation of proton accelerators // IAEA Technical Report Series. 1988, N 283.

24. R.G. Alsmiller, Ir., and Barish. Shielding against the neutrons produced when 400 MeV electrons are incidents on a thick copper target *// Particle Acc.* 1973, v. 5, p, 155.

25. G. Bathow et al. Measurements on 6.3 GeV electromagnetic cascades and cascade-produced electrons // Nucl. *Phys.* 1967, v. B2, p. 669.

26. M. Barbier. *Induced radioactivity*. North-Holland, Amsterdam and John Wiley, New York, 1969, Ch. 5.

27. Л.Н. Зайцев, М.М. Комочков, Б.С. Сычёв. Основы защиты ускорителей. М.: «Атомиздат», 1971.

28. М.М. Комочков, В.Н. Лебедев. Практическое руководство по радиационной безопасности на ускорителях заряженных частиц. М.: «Энергоатомиздат», 1986.

29. A.V. Mazilov, B.N. Razsukovanniy, A.A. Mazilov, A.A. Shcherbakov. Radiation Shielding for the Synchrotron Radiation Source SRS-1200 // Тезисы XXVIII Международного семинара по ускорителям заряженных частиц, 1–6 сентября 2003 г., Алушта, Крым, с. 135.

Б.Н. Разсукованный. 30. А.В. Мазилов, Особенности построения радиационной защиты источника синхротронного излучения энергией МэВ Тези С электронов 1200  $\parallel$ конференції «Екологічні Міжнародної аспекти ядерних *технологій»*, 23–24 листопада 2004 р., Київ, с. 16-17.

31. А.П. Шпак, В.Б. Молодкин, А.В. Мазилов и др. Расчет радиационной защиты источника синхротронного излучения ИСИ-1200 // Ядерная и радиационная безопасность. 2004, т. 7, в. 2, с. 64-72.

32. А.В. Мазилов, Б.Н. Разсукованный. Особенности построения радиационной защиты источника синхротронного излучения с энергией электронов 1200 МэВ // Ядерні та радіаційні технології. 2004, т. 4, №4, с. 17-29.

# Рецензии

В монографии А.Н. Довбни и А.В. Мазилова обобщен многолетний опыт осуществления радиационно-дозиметрического контроля на мощном ускорительном комплексе ННЦ ХФТИ ЛУЭ-300–ЛУЭ-2000 и прилегающей территории. Принимая во внимание, что линейный ускоритель электронов ЛУЭ-2000 после введения в эксплуатацию на протяжении около шести месяцев был самым большим в мире (в Европе же он так самым большим из линейных ускорителей и остался), обобщение такого опыта будет полезно специалистам В безопасности, радиационной области дозиметрии И оптимизации радиационной нормирования, защиты, радиоэкологии, эпидемиологии, гигиены.

Работа состоит из 11 разделов, в которых рассмотрены дозообразующие факторы линейных ускорителей электронов, изложены методология радиационного контроля и подходы к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения. Проведен анализ динамики радиационных параметров ускорительного комплекса, описана существующая система контроля. Установлены дозиметрического закономерности формирования радиационной обстановки с внутренней И внешней сторон защиты ускорителей. Рассмотрены радиационно-экологические вопросы жилого массива Пятихатки, расположенного в зоне гипотетически возможного изменения радиационной обстановки за счет образования ионизирующих излучений в местах гашения электронно-позитронных пучков. Описано разработанное программное средство «Информационно-аналитическая система индивидуального дозиметрического контроля ННЦ ХФТИ» (ИАС ИДК), предназначенное для автоматизированного учета, контроля и анализа индивидуальных персонала. облучения На основе моделей ДОЗ рисков UNSCEAR-94 НКДАР ООН с использованием факторов

временного и пространственного распределения процессов облучения людей рассчитаны индивидуальные радиационные риски персонала, состоящего на ИДК, сформированы группы потенциального и высокого потенциального радиационных рисков. Полученные данные необходимы, прежде всего, для управления радиационными рисками путем планирования дозовых затрат персонала, проведения ранней медицинской входящих заболеваний для лиц, диагностики В группу повышенного риска с ориентацией на оказание, в случае необходимости, адресной медицинской помощи, прежде всего на этапах диагностики онкологических и неонкологических заболеваний.

Работа включает также три приложения, посвященных методам расчета радиационной защиты проектируемых и строящихся объектов.

Учитывая изложенное, а также принимая во внимание тот ускорительный ЛУЭ-300–ЛУЭ-2000 комплекс факт, что источником ионизирующих является самым мощным излучений в Украине после ядерных реакторных установок, публикация настоящей монографии будет представлять безусловный интерес для не специалистов только ПО проблемам дозиметрии и радиационной экологии, но и для научных практических работников, круга широкого И занимающихся вопросами нормирования и радиационной защиты.

Академик-секретарь Отделения ядерной физики и энергетики Национальной кадемии наук Украины, генеральный директор ННЦ ХФТИ И.М. Неклюдов

А.Н. Довбни и Работа А.В. Мазилова «Ускорители электронов: дозиметрия и радиационные риски» посвящена обобшению многолетнего опыта комплексного подхода К решению вопросов дозиметрического контроля И радиационной безопасности при эксплуатации линейных ускорителей электронов на примере ускорительного комплекса ННЦ ХФТИ ЛУЭ-300-ЛУЭ-2000. В работе приведены полные классификации достоверные данные 0 источников И излучения ускорителей, о радиационной ионизирующего обстановке и закономерностях ее формирования с внутренней и внешней сторон защиты ускорителей, включающие в себя спектральный гамма-нейтронного состав излучения, наведенную радиоактивность в воздухе рабочей зоны, на конструкций ускорителей И защиты, деталях мощность эквивалентной дозы на рабочих местах персонала категорий А и Б, обусловленную фотонной и нейтронной составляющими, эффективную дозу внешнего облучения персонала. Изложены радиационного методология контроля И подходы к обеспечению радиационной безопасности персонала И Проведен населения. анализ динамики радиационных параметров ускорительного комплекса, описана существующая система дозиметрического контроля.

Особое внимание уделено радиационно-экологическим вопросам жилого массива Пятихатки, расположенного в зоне гипотетически возможного изменения радиационной обстановки за счет образования ионизирующих излучений в местах гашения электронно-позитронных пучков. Приведены данные об атмосферном воздухе, атмосферных выпадениях, осадках, почвенном покрове и параметрах радиационного территории промышленной площадки, гамма-фона на ee периметре, в санитарно-защитной зоне и в жилом массиве. В этой связи представляют безусловный интерес полученные ранее и приведенные в монографии результаты исследований радиационной обстановки в микрорайоне Пятихатки во время активной фазы аварии на Чернобыльской АЭС.

Большой раздел посвящен радиационным рискам. На основе подробного анализа дозовых затрат персонала, состоящего на индивидуальном дозиметрическом контроле, распределений персонала по возрасту, длительности пребывания на контроле и накопленной дозе сделаны оценки возможного риска среди персонала ННЦ ХФТИ.

Принимая во внимание то обстоятельство, что после Чернобыльской аварии проблемы радиационной безопасности радиоэкологии перестали быть предметом изучения И небольшой группы специалистов и приобрели общественное значение, полученный опыт будет интересен и полезен многим. Это тем более важно в связи с тем, что в ННЦ ХФТИ планируется создание новых ускорительных комплексов для энергетики решения задач атомной радиационных И технологий Украины.

Учитывая изложенное, считаю, что работу А.Н. Довбни и «Ускорители А.В. Мазилова электронов: дозиметрия И радиационные риски» необходимо опубликовать в виде обусловлена Необходимость опубликования монографии. рядом обстоятельств, главными из которых являются опыт и профессионализм авторов, а также отсутствие в Украине в настоящее время каких-либо практических руководств по радиационно-дозиметрическому контролю на мощных ускорительных комплексах.

Начальник лаборатории, доктор физико-математических наук, профессор Ю.Н. Ранюк

## Сведения об авторах



## ДОВБНЯ Анатолий Николаевич

Родился в 1940 году в городе Краснограде Харьковской области. физико-математический факультет Окончил Харьковского государственного университета им. А.М. Горького, отделение ядерной физики. Член-корреспондент Национальной академии наук Украины, физико-математических профессор, доктор наук, лауреат Государственной премии Украины в области науки и техники. Директор Научно-исследовательского комплекса «Ускоритель» И научный руководитель Института физики высоких энергий и ядерной физики. Известный ученый в области ускорительной техники, ядерной и радиационной физики. Награжден медалью «Ветеран атомной энергетики и промышленности».

Автор более 300 научных работ.



#### МАЗИЛОВ Александр Валентинович

Родился в 1954 году в Калужской области, Россия. Окончил специальный факультет Московского инженерно-физического института и физический факультет Харьковского государственного университета им. А.М. Горького – с отличием. Кандидат физикоматематических наук, старший научный сотрудник.

Начальник Лаборатории радиационных исследований и охраны окружающей среды Национального научного центра «Харьковский физико-технический институт». Занимается вопросами радиационной физики, дозиметрии и оптимизации радиационной защиты.

Имеет опыт работы по радиационному контролю на судовых ядерных реакторах (атомном ледоколе «Арктика» и атомных подводных Участвовал ликвидации последствий лодках). В аварии на Чернобыльской АЭС в составе комплексной экспедиции Института атомной энергии им. И.В. Курчатова – занимался осуществлением радиационно-дозиметрического контроля при проведении буровых работ в подреакторных и прилегающих к шахте реактора помещениях 4-го энергоблока (объект «Укрытие»). Награжден медалями «Участник ликвидации последствий аварии на ЧАЭС», «Ветеран атомной энергетики и промышленности» и відзнакою «Чорнобильська пошана».

Автор более 150 научных работ (в том числе двух монографий) по ядерной и радиационной физике, физике защиты, радиоэкологии.