

A handwritten signature in black ink, appearing to read 'D. Kim', is written over a light blue rectangular stamp.

**КИМ ДМИТРИЙ СПАРТАКОВИЧ**

**Прогноз и оценка безопасности спасательных работ при аварии на реакторе со смешанным топливом**

05.26.02 – Безопасность в чрезвычайных ситуациях

**Автореферат**

диссертации на соискание учёной степени  
кандидата технических наук

Республика Казахстан  
Алматы, 2009

Работа выполнена в Казахском национальном техническом университете имени К.И. Сатпаева Министерства образования и науки Республики Казахстан

**Научные руководители:** доктор технических наук  
Жараспаев М.Т.,  
кандидат технических наук  
Касенов К.М.

**Официальные оппоненты:** доктор технических наук  
Омаров С.С.,  
кандидат технических наук  
Казанина И.В.

**Ведущая организация:** Карагандинский государственный  
технический университет

Защита состоится 30 апреля 2009 г. в 16:30 часов на заседании диссертационного совета Д14.61.25 при Казахском национальном техническом университете имени К.И. Сатпаева по адресу: 050013, г. Алматы, ул. Сатпаева, 22, корпус НК, 1 этаж, конференц-зал.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Казахского национального технического университета имени К.И. Сатпаева

Автореферат разослан 28 марта 2009 г.

Учёный секретарь  
диссертационного совета Д 14.61.25,  
доктор технических наук



Долгов П.В.

## ВВЕДЕНИЕ

**Общая характеристика работы.** В основе диссертации лежит задача обеспечения и контроля состояния радиационной безопасности при возникновении ядерной аварии на реакторе со смешанным топливом. Попытка решить поставленную задачу предпринята путём проведения экспериментальных исследований с образцами смешанного топлива и с подопытными животными.

**Актуальность исследований.** Современная атомная энергетика основана на использовании природного и обогащённого урана. Основным отходом, образующимся в процессе работы ядерного реактора, является плутоний – долгоживущий и радиотоксичный элемент. Чтобы решить проблему удаления плутония из окружающей среды, в настоящее время интенсивно ведутся работы по его использованию в атомной энергетике, т.е. по освоению уран-плутониевого топливного цикла. Реактор, работающий на топливе из смешанного оксида урана и плутония, при аварии станет мощным источником выделения радиоактивных материалов, которые создадут значительную дозовую нагрузку на человека.

**Основная идея работы** заключается в принятии за основу исследований качественного и количественного отличия аварийной дозовой нагрузки на человека, создаваемой продуктами деления смешанного топлива  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$ , от аварийной дозовой нагрузки, создаваемой продуктами деления традиционного топлива  $UO_2$ .

**Целью работы** является прогнозирование и оценка радиационной опасности, угрожающей личному составу спасательных формирований, ликвидирующих последствия аварии на реакторе энергетической мощностью 1000 МВт, работающем на  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$ .

### **Задачи исследования:**

- нагрев образцов  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$  до температуры выше  $2000^\circ C$ ;
- спектрометрический анализ испарений, образующихся над образцами  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$  при температуре выше  $2000^\circ C$  и формирующих дозу аварийного облучения человека;
- определение особенностей метаболизма продуктов деления  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$  в живом организме;
- прогнозирование доз внутреннего и внешнего облучения человека от поступления в организм радионуклидов, выделившихся в результате аварии в окружающую среду из активной зоны реактора со смешанным топливом;
- оценка безопасности спасательных работ в очаге аварии на реакторе со смешанным топливом по результатам прогнозирования доз аварийного облучения человека.

**Метод исследования.** В работе использована комплексная методика исследований, включающая аналитический обзор мировых достижений в области ядерной безопасности реакторов, лазерный нагрев образцов смешанного топлива и спектрометрия их испарений, экспериментальное изучение метаболизма радиоактивных веществ в организмах подопытных животных, расчёт доз внешнего и внутреннего облучения человека от залпового выброса активности в окружающую среду, а также оценка безопасности спасательных работ при ликвидации последствий возможной аварии на реакторе со смешанным топливом.

### **Научная новизна работы** состоит в следующем:

- изотопный состав аварийного выброса из реактора на смешанном уран-плутониевом топливе при температуре в активной зоне выше  $2000^\circ C$  характеризуется содержанием изотопов плутония  $^{238}Pu$ ,  $^{239}Pu$ ,  $^{240}Pu$ ,  $^{241}Pu$  и  $^{242}Pu$  и устойчивого соединения  $PuO_2$ ;
- среди компонентов залпового выброса из активной зоны реактора на смешанном топливе плутоний является наиболее радиотоксичным;
- интенсивность аварийного облучения организма плутонием определяется в зависимости от периода его полувыведения из критических органов и тканей;

- при оценке дозы внутреннего облучения организма плутонием его биологическое выведение следует принимать равным 0 в связи с низкой скоростью экскреции данного элемента из основных мест отложения (из крови, печени и костной ткани).

**Научные положения, выносимые на защиту:**

- способ нагрева образцов ядерного топлива до температуры свыше 2000<sup>0</sup>С во вне реакторных условиях (Приоритет Республики Казахстан на изобретение МКИ<sup>8</sup> HOSH 1/00, HOSH 1/02. – РГП «Национальный институт интеллектуальной собственности» Министерства Юстиции Республики Казахстан. – Астана, 2008 г.);

- способ определения интенсивности облучения организма человека радиоактивным изотопом плутония <sup>239</sup>Pu (Приоритет Республики Казахстан на изобретение МКИ<sup>8</sup> А 62 В 15/00, А 62 В 37/00. – РГП «Национальный институт интеллектуальной собственности» Министерства Юстиции Республики Казахстан. – Астана, 2009 г.)

**Практическая значимость и реализация результатов работы.** Прогноз аварийной дозовой нагрузки на человека необходим для последующей разработки комплекса мероприятий по выведению радиоактивных веществ из организма. Оценка дозы однократного внешнего облучения позволяет давать практические рекомендации по безопасному ведению спасательных и других неотложных работ (СидНР) в районе аварии на реакторе со смешанным топливом. Критерием прогнозирования безопасности спасательных работ является аварийная дозовая нагрузка на человека от внутреннего облучения радиоактивными компонентами залпового выброса из активной зоны реактора в окружающую среду. Оценка безопасности СидНР, проводимых в очаге радиационной аварии реактора со смешанным топливом, проводится по дозам однократного внешнего облучения, на основании которых даются конкретные практические рекомендации.

**Апробация работы.** Научные положения и основные результаты диссертации представлялись и докладывались на следующих Международных научно-практических конференциях: VII Международной научно-практической конференции «Актуальные проблемы безопасности жизнедеятельности» (г. Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2005 г.), IV Международной конференции «Стратегия развития науки и технологии в XXI веке» (г. Ташкент: Научно-техническое общество «ТИНБО», 2006 г.), VIII Международной научно-технической конференции «Новое в безопасности жизнедеятельности» (г. Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2006 г.), Korean-ethnic Scientists and Engineers Academic Conference (Seoul, Korea: The Korean Federation of Science and Technology Societies, 2007), 4<sup>th</sup> International Workshop on Individual Monitoring of Ionizing Radiation (Oarai, Japan: Chyoda Technol Corporation, 2008).

**Связь диссертации с планами НИР.** Работа выполнялась в соответствии с планом научно-исследовательских работ Казахского национального технического университета имени К.И. Сатпаева на 2005-2007 гг. в рамках общей тематики «Исследование, разработка рекомендаций и организация мониторинга опасных техногенных и природных процессов и сооружений» кафедры «Безопасность жизнедеятельности и защита окружающей среды».

**Публикации по теме диссертации.** По теме диссертации опубликовано 16 работ, 7 из которых – в изданиях, входящих в перечень научных журналов, рекомендованных Комитетом по контролю в сфере образования и науки МОН РК, 7 статей – в сборниках международных научно-практических конференций, а также 2 приоритета Республики Казахстан на изобретения. Публикации охватывают период с 2005 по 2009 гг.

**Структура и объём диссертации.** Диссертация состоит из введения, четырёх глав, заключения и списка использованных источников. Объём работы состоит из 132 страниц, содержит 26 таблиц, 32 рисунка и список использованных источников, включающий 105 наименований.

## ОСНОВНАЯ ЧАСТЬ

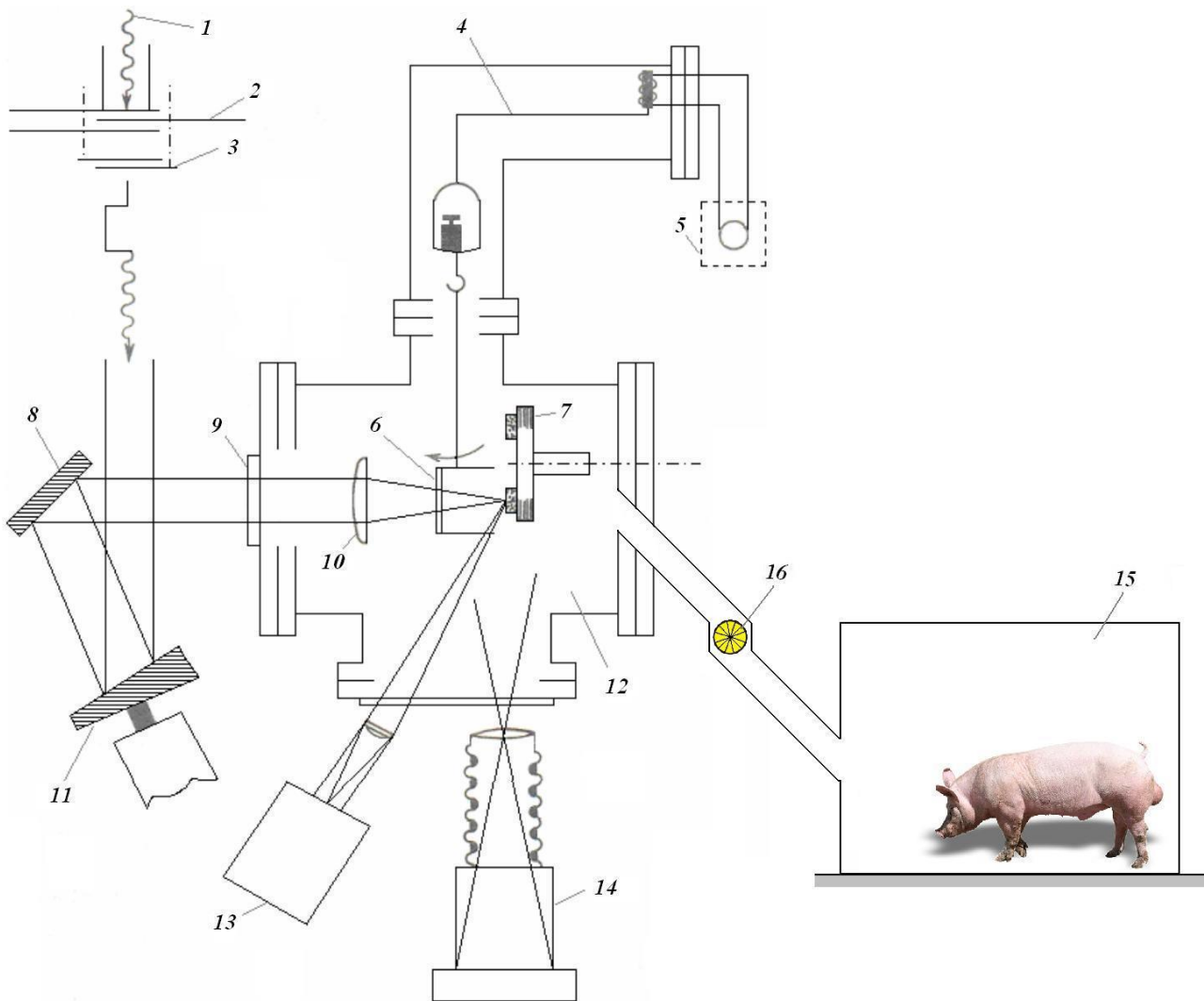
При тяжёлых ядерных авариях с разрушением защитной оболочки реактора происходит выброс большого количества продуктов деления высокоактивных топливных материалов из его активной зоны в окружающую среду. Для того чтобы определить предполагаемый уровень облучения личного состава аварийно-спасательных формирований при ликвидации последствий аварии на реакторе, работающем на смешанном топливе, необходимо, прежде всего, установить, какие продукты деления образуются в процессе его использования.

Чтобы искусственно создать аварийные условия гипотетического разрушения активной зоны, необходимо нагреть образец уран-плутониевого оксида до температуры жидкого топлива (свыше  $2000^{\circ}\text{C}$ ). Для нагрева образцов топлива использовалась установка с лазерным испарением, принципиальная схема которой показана на рисунке 1.

Лазерный пучок *1*, источником которого служат слабоионизованный тлеющий электрический разряд и нагретый до состояния плазмы диоксид углерода ( $\text{CO}_2$ ), испускается в инфракрасном диапазоне с длиной волны  $10,5$  мкм и мощностью около  $200$  МВт. Для уменьшения амплитуды импульса, подаваемого на электроды плазменных инжекторов поверхностного разряда, при сохранении плотности и объёма создаваемой ими плазмы используется плазменный прерыватель тока *2*. Он содержит источник импульса тока, подключенный к двум разделенным изолятором, протяженным электродам, которые вместе с изолятором образуют вакуумный межэлектродный промежуток; нагрузку в виде вакуумного или плазменного диода, подключенную к электродам; а также, по меньшей мере, один плазменный инжектор, расположенный на одном из электродов.

Для обеспечения возможности изменения угла фокусирования лазерного пучка на мишенном образце ядерного топлива в зависимости от целей и условий эксперимента пучок *1*, проходя через задвижку *3*, поступает в вакуумную камеру *12* не напрямую, а претерпевая двойное отражение от системы зеркал *8* и *11*. Плотность пучка преломленных лучей, поступающих через окно *9* в вакуумную камеру *12*, увеличивается с помощью собирающей линзы *10*. Ее фокусное расстояние и оптическая сила могут изменяться в зависимости от того, до какой температуры требуется нагреть образец ядерного топлива, зафиксированный на поворотном столе *7*. Образец через баллистический коллектор *6* локально нагревается пучком до температуры свыше  $2000^{\circ}\text{C}$  до жидкого состояния. За счет вращения подвижного зеркала *11* фокус лазера во время действия импульса равномерно перемещается по круговой траектории на поверхности образца, что позволяет испарять относительно большие количества жидкого материала мишени.

В результате испарения нагретого до жидкого состояния образца в вакуумной камере *12* происходит его термическое разложение и абсорбция газов. Для измерения газового давления при испарении ядерного топлива при температуре свыше  $2000^{\circ}\text{C}$ , скорости испарения и для определения газопроницаемости в установке используются точные вакуумные термовесы *4* с кварцевой спиралью чувствительностью порядка  $1$  мг/мм (деформация спирали регистрируется с помощью катетометра с точностью до  $0,01$  мм). Поскольку вакуумные весы *4* работают от источника тока, имеющего параллельное подключение к лазер-генератору, возникает уравнительный ток (к одному генератору – реактивный ток с перенасыщенным возбуждением, а к другому – емкостный ток). Для уменьшения возбуждения генератора с реактивной нагрузкой и увеличения возбуждения генератора с емкостной нагрузкой, так чтобы уравнительный ток стал равным  $0$ , применяется компенсационная цепь *5*. При определении радиоизотопного состава газа, образовавшегося в результате испарения образца ядерного топлива, вместо микропиометра *13* использовался спектрометр.



1 – пучок газового лазера с  $\text{CO}_2$ ; 2 – плазменный прерыватель; 3 – затвор; 4 – вакуумные весы; 5 – компенсационная цепь; 6 – баллистический коллектор с окном для пучка; 7 – поворотный стол для мишеней; 8 – неподвижное зеркало; 9 – окно для пучка; 10 – линза; 11 – подвижное зеркало; 12 – горячая камера; 13 – быстродействующий микропирометр для измерения температуры в фокусном пятне и времени испарения; 14 – камера для наблюдения за струей газа; 15 – плексигласовая камера для подопытных животных; 16 – вентилятор, обеспечивающий приток испарений из камеры 12 в камеру 15.

Рисунок 1 – Схема установки с лазерным испарением образцов ядерного топлива при температуре выше  $2000^\circ\text{C}$  для экспериментов над подопытными животными

Данная установка отличается от аналогов тем, что перед подачей лазерного луча в вакуумную камеру его пропускают через систему двух зеркал, одно из которых подвижное, и собирающую линзу. Это позволяет более равномерно нагревать образцы ядерного топлива, что в свою очередь снижает погрешность измерения данных термического равновесия, основанного на определении скорости испарения материала мишени.

Нагрев лазерным лучом до температуры свыше  $2000^\circ\text{C}$  является наиболее приемлемым способом испарения образцов. Определяя скорость испарения материала мишени и давления пара, можно получить данные термического равновесия.

Нагрев электронным лучом использовать нельзя, так как взаимодействие электронного луча с газовым облаком над мишенью влияет как на скорость ее испарения,

так и на реакционное давление газового облака, что искажает результаты измерения температуры. Кроме того, большая глубина проникновения электронного луча приводит к неопределенному взрывоподобному испарению.

Температура нагрева образца выбрана исходя из того, что на повышение газового давления в облученном ядерном топливе, приводящее к разрушению топливных стержней и сборок, главным образом влияют как газообразные продукты деления в температурной области ниже точки плавления ( $\approx 1800^\circ\text{C}$ ), так и сам топливный материал – в температурной области выше  $2000^\circ\text{C}$ .

Таблица 1 – Объёмные и расчётные активности радионуклидов, содержащихся в испарениях топлива ( $\text{U}_{0,80}\text{Pu}_{0,20}$ ) $\text{O}_2$  при температуре  $2000^\circ\text{C}$

Изотоп	Период полураспада, ч	ДОО (допустимая объёмная активность), Бк/м <sup>3</sup> [НРБ-99]	Измеренная объёмная активность, Бк/м <sup>3</sup>	Расчитанная активность нуклида, Бк
1	2	3	4	5
<sup>133</sup> Xe	$1,27 \cdot 10^2$	160 000	$1,6 \cdot 10^{12}$	$1,27 \cdot 10^{14}$
<sup>135</sup> Xe	9,2	5 180	$1,33 \cdot 10^{12}$	$9,2 \cdot 10^{12}$
<sup>138</sup> Xe	$2,33 \cdot 10^{-1}$	7 770	$1,33 \cdot 10^{12}$	$2,33 \cdot 10^{11}$
<sup>85m</sup> Kr	4,5	2 146	$0,32 \cdot 10^{12}$	$4,5 \cdot 10^{12}$
<sup>87</sup> Kr	1,27	14 800	$0,53 \cdot 10^{12}$	$1,27 \cdot 10^{12}$
<sup>88</sup> Kr	2,85	2 997	$0,73 \cdot 10^{12}$	$2,85 \cdot 10^{12}$
<sup>89</sup> Kr	$5 \cdot 10^{-2}$	1 110	$1,01 \cdot 10^{12}$	$5 \cdot 10^{10}$
<sup>238</sup> Pu	$7,68 \cdot 10^5$	0,53	$0,002 \cdot 10^{12}$	$7,68 \cdot 10^{17}$
<sup>239</sup> Pu	$2,11 \cdot 10^8$	0,53	$0,024 \cdot 10^{12}$	$2,11 \cdot 10^{20}$
<sup>240</sup> Pu	$5,73 \cdot 10^7$	0,53	$0,008 \cdot 10^{12}$	$5,73 \cdot 10^{19}$
<sup>241</sup> Pu	$1,26 \cdot 10^5$	50	$0,013 \cdot 10^{12}$	$1,26 \cdot 10^{17}$
<sup>242</sup> Pu	$3,29 \cdot 10^9$	0,57	$0,007 \cdot 10^{12}$	$3,29 \cdot 10^{21}$
<sup>132</sup> Te	78	40	$0,001 \cdot 10^{12}$	$78 \cdot 10^{12}$
<sup>131</sup> I	$1,93 \cdot 10^2$	7,3	$0,003 \cdot 10^{12}$	$1,93 \cdot 10^{14}$
<sup>132</sup> I	2,3	148	$0,004 \cdot 10^{12}$	$2,3 \cdot 10^{12}$
<sup>133</sup> I	21	20,35	$0,001 \cdot 10^{12}$	$21 \cdot 10^{12}$
<sup>134</sup> I	$8,66 \cdot 10^{-1}$	296	$0,001 \cdot 10^{12}$	$8,66 \cdot 10^{11}$
<sup>135</sup> I	6,6	66,6	$0,001 \cdot 10^{12}$	$6,6 \cdot 10^{12}$
<sup>90</sup> Sr	9,5	318,2	$0,001 \cdot 10^{12}$	$9,5 \cdot 10^{12}$
<sup>140</sup> Ba	$3,12 \cdot 10^2$	22	$0,001 \cdot 10^{12}$	$3,12 \cdot 10^{14}$
<sup>57</sup> Co	$6,50 \cdot 10^3$	8 500	$0,009 \cdot 10^{12}$	$6,50 \cdot 10^{15}$
<sup>65</sup> Zn	$5,86 \cdot 10^3$	2 800	$0,004 \cdot 10^{12}$	$5,86 \cdot 10^{15}$
<sup>147</sup> Nd	$2,64 \cdot 10^2$	4 000	$0,004 \cdot 10^{12}$	$2,64 \cdot 10^{14}$
<sup>147</sup> Pm	$2,30 \cdot 10^4$	1 700	$0,003 \cdot 10^{12}$	$2,30 \cdot 10^{16}$
<sup>145</sup> Sm	$8,16 \cdot 10^3$	5 300	$0,007 \cdot 10^{12}$	$8,16 \cdot 10^{15}$
<sup>235</sup> U	$6,17 \cdot 10^{12}$	2,9	$0,019 \cdot 10^{12}$	$6,17 \cdot 10^{24}$
<sup>238</sup> U	$3,92 \cdot 10^{13}$	2,4	$0,019 \cdot 10^{12}$	$3,92 \cdot 10^{25}$
<sup>237</sup> Np	$1,87 \cdot 10^{10}$	0,38	$0,001 \cdot 10^{12}$	$1,87 \cdot 10^{22}$
<sup>242</sup> Cm	$3,91 \cdot 10^3$	1,7	$0,002 \cdot 10^{12}$	$3,91 \cdot 10^{15}$
Суммарная объёмная активность			$6,985 \cdot 10^{12}$ Бк	$270,634 \cdot 10^{15}$ Бк

Эксперименты с образцами уран-плутониевого оксида в условиях, приближенных к

аварийным, проводились главным образом для того, чтобы определить изотопный состав испарений смешанного топлива.

В таблице 1 приведены результаты спектрометрического анализа испарений топлива  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$  при температуре  $2000^\circ C$ .

Приведённые в колонке 4 таблицы 1 величины измеренных объёмных активностей нуклидов получены после обработки прямых показаний спектрометра. Единица измерения прямых показаний спектрометра – беккерель на образец. Поскольку суммарная масса образцов  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$  составила 1 кг, объёмные активности нуклидов выведены с учетом плотности воздуха ( $\rho = 1,225 \text{ кг/м}^3$ ).

Расчёт ожидаемой активности  $A$  продуктов деления  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$  активной зоны реактора мощностью 1000 МВт с топливной загрузкой 50 тонн можно провести по следующей формуле<sup>1</sup>:

$$A = 3,1 \cdot 10^{13} P A(i) (1 - e^{-\lambda(i)T_{эфф}}), \quad (1)$$

где  $P$ , МВт – мощность реактора;  $A(i)$ , Бк – измеренная объёмная активность  $i$ -го нуклида;  $\lambda(i)$ ,  $s^{-1}$  – постоянная распада  $i$ -го нуклида;  $3,1 \cdot 10^{13}$  Бк · МВт – коэффициент пересчета;  $T_{эфф}$ , с – эффективное время работы реактора, эквивалентное времени нагрева топлива:

$$T_{эфф} = B M / (1,4 \cdot 10^{-8} W), \quad (2)$$

где  $B$ , МВт·сут/т – среднее выгорание смешанного топлива  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$  в активной зоне ( $B = 50000$  МВт · сут/т для реактора мощностью 1000 МВт);  $M$ , т – масса  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$  в активной зоне;  $W$ , МВт – мощность реактора.

Активности радионуклидов, ожидаемые в испарениях топлива  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$  при температуре выше  $2000^\circ C$  в активной зоне реактора мощностью 1000 МВт с топливной загрузкой 50 т, рассчитанные по данной методике, приведены в колонке 5 таблицы 1.

Основываясь на полученных результатах, можно гипотетически оценить суммарную активность аварийных выбросов из активной зоны реактора мощностью 1000 МВт, работающего на смешанном уран-плутониевом топливе  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$ . Она составит примерно  $270 \cdot 10^{15}$  Бк.

Анализ данных таблицы 1 показывает, что радиоизотопный состав аварийных выделений из активной зоны реактора на смешанном топливе отличается высоким содержанием устойчивого соединения  $PuO_2$ , а также большим количеством чистого плутония  $^{238}Pu$ ,  $^{239}Pu$ ,  $^{240}Pu$ ,  $^{241}Pu$ ,  $^{242}Pu$ , долгоживущего и наиболее радиотоксичного по сравнению с остальными составляющими ожидаемого выброса.

Для проведения экспериментов по изучению воздействия плутония на живой организм горячая камера 12 установки лазерного нагрева топлива (рисунок 1) была соединена с плексигласовой камерой 15, предназначенной для подопытных животных.

Чтобы оценить степень удержания плутония в человеческих тканях, органах и их системах, были проведены эксперименты над свиньями, поскольку организм человека имеет больше аналогий с организмом свиньи, чем с организмами других наземных млекопитающих: у человека и у свиньи почти одинаковое содержание гемоглобина и белков в крови, размеры эритроцитов и группы крови; у человека и у свиньи сходно протекают процессы пищеварения; кожа человека, как и свиньи, может загорать на солнце; кроме того, существует много общих особенностей в строении зубов, глаз, печени, почек; болезни новорожденных поросят примерно такие же, как у грудных детей, а строение молекулы гормона роста свиньи и человека совпадает на 70%.

<sup>1</sup> Методика расчёта «Оценка радиационных последствий аварий на исследовательских реакторах» предоставлена Институтом атомной энергии имени И.В. Курчатова.



Всего в экспериментах участвовало 32 свиньи. В ходе экспериментов были исследованы три основных пути поступления плутония в организм свиньи: ингаляционный (с вдыхаемым воздухом), пероральный (с кормом) и контактный (с помощью введения подкожной инъекции).

Для ингалирования плутония организмом свиньи подопытные животные помещались в герметичную камеру из плексигласа 15 (рисунок 1), в которую с помощью приточной вентиляции 16 нагнетался плутоний, образовавшийся в горячей камере 12 установки лазерного нагрева образцов ядерного топлива  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$  до температуры выше  $2000^\circ C$ . Время непрерывного ингалирования плутония составляло в среднем 2 часа в зависимости от интенсивности дыхания каждой подопытной особи. Объём вдыхаемого свиньями воздуха (при одном вдохе) составлял  $0,4 \cdot 10^{-3} \dots 0,5 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3$ , а интенсивность дыхания колебалась в пределах 15...20 вдохов в минуту; таким образом, за 2 часа в организм свиньи поступало порядка  $1 \text{ м}^3$  воздуха, содержащего плутоний, что и требовалось для выполнения условий спектрометрических исследований счётных образцов.

В ходе экспериментов по лазерному нагреву образцов смешанного топлива  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$  общей массой 1 кг до температуры выше  $2000^\circ C$  установлено, что суммарная объёмная активность плутония, содержащегося в образовавшихся испарениях, составляет  $54 \cdot 10^{15} \text{ Бк/м}^3$  (таблица 1). Таким образом, за 2 часа в организм свиньи ингаляционным путём поступало 54 ПБк плутония.

Пероральное поступление плутония в организм свиньи обеспечивалось за счёт кормления подопытных животных зернофуражом, ранее помещённым в горячую камеру 12 установки лазерного нагрева над образцом ядерного топлива  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$  и облучённым испарениями, содержащими изотопы плутония  $^{238}Pu$ ,  $^{239}Pu$ ,  $^{240}Pu$ ,  $^{241}Pu$ ,  $^{242}Pu$ . Данные таблиц 1 и 2 показывают, что среди изотопов плутония преобладающий вклад в суммарную активность, измеренную в испарениях над уран-плутониевым оксидом  $(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$ , вносит  $^{239}Pu$ . Удельная активность  $^{239}Pu$  в облучённом корме составила 12 ПБк/кг ( $12 \cdot 10^{15} \text{ Бк/кг}$ ). Кормовая дозировка каждой свиньи, равная 1 кг, обеспечивала однократное пероральное поступление 12 ПБк  $^{239}Pu$  в организм каждой подопытной особи.

Поскольку кожа подопытных свиней не имела повреждений, искусственное нанесение которых запрещено Европейской Конвенцией о защите позвоночных животных, используемых для экспериментов или в иных научных целях (ETS № 123, Страсбург, 18 марта 1986 г.), контактное поступление плутония в организм свиньи осуществлялось путём введения внутримышечной инъекции физического раствора объёмом 20 мл с концентрацией  $^{239}Pu$ , равной 1 г/мл.

В результате экспериментов, проведённых на свиньях, установлено, что большая часть плутония поступает в их организм ингаляционным путём и откладывается преимущественно в лёгких, костях, печени и в половых органах.

В лабораторных условиях облучения установлено, что доля поступающего с воздухом плутония ( $f_a$ ), которая осаждается непосредственно в лёгких, при этом удаление 40% начального количества отложившегося плутония происходит с эффективным периодом полувыведения 1 сутки (24 часа), а остальных 60% – с эффективным периодом полувыведения 500 суток (12000 часов).

В кровь ингаляционным путём попадают лишь небольшие количества плутония. Малая растворимость плутония в жидкостях, выстилающих дыхательные пути, приводит к его отложению и быстрому выделению из носоглоточной и трахеобронхиальной областей. Тем не менее, продолжительное удержание частиц в лёгочной области приводит к всасыванию в кровь около 5% ингалированного  $PuO_2$ ; около 15% отложений в пульмонарной области, которые передаются в лёгочные лимфатические узлы, в конечном итоге достигают системы кровообращения. Таким образом, приблизительно 20% частиц,

отложившихся в лёгочной области, перенесётся в другие органы с кровью или циркулирующей лимфой.

Таким образом, можно предположить, что прием внутрь 1 беккереля (Бк) плутония приведет к получению дозы  $I$ :

$$I = f_a \cdot \left( \frac{40\% \cdot 24ч}{0,693} + \frac{60\% \cdot 12000ч}{0,693} \right) = 10404 \cdot f_a \text{ Бк/ч}, \quad (3)$$

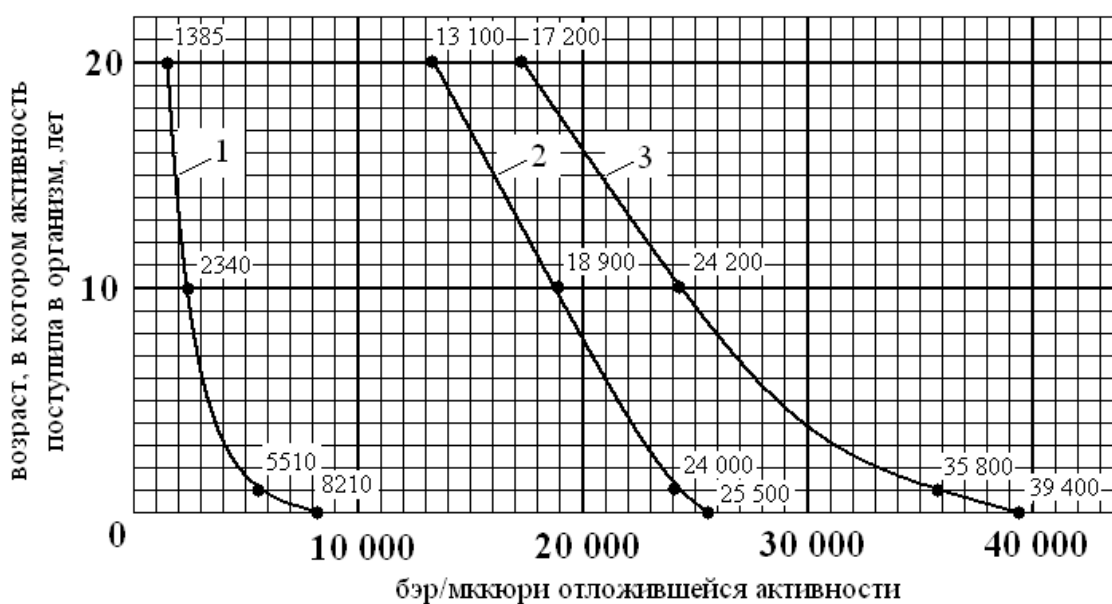
где  $f_a$  – активность плутония, поступившего в организм свиньи с вдыхаемым воздухом, Бк.

Величины доз внутреннего облучения человека во многом зависят от массы его органов и интенсивности дыхания, которые, в свою очередь, подвержены возрастным изменениям. Дозовая нагрузка от плутония на внутренние органы, накопленная к 70-летнему возрасту, в зависимости от времени поступления  $^{239}\text{Pu}$  в организм, может быть рассчитана по формуле:

$$D_{1,2} = K \cdot \left[ \frac{t_2 - t_1}{\ln m_2 - \ln m_1} \cdot \left( \frac{1}{m_1} - \frac{1}{m_2} \right) \right] \text{Зв/Бк}, \quad (4)$$

где  $D_{1,2}$  – доза многократного облучения человека;  $K$  – поправочный коэффициент, зависящий от органа и ткани:  $K = 47,36 \cdot 10^5$  для лёгких;  $K = 5,30 \cdot 10^5$  – для костной ткани и  $K = 1,39 \cdot 10^5$  – для печени.

Результаты вычислений представлены на рисунке 2.



- 1 – дозовая нагрузка, бэр/мккюри активности, отложившейся в лёгких;
- 2 – дозовая нагрузка, бэр/мккюри активности, отложившейся в костях;
- 3 – дозовая нагрузка, бэр/мккюри активности, отложившейся в печени.

Рисунок 2 – Дозы облучения лёгких, костной ткани и печени, накопленные к 70-летнему возрасту, в зависимости от времени поступления плутония в организм

В смешанном топливе ядерного реактора, помимо  $^{239}\text{Pu}$ , присутствуют и другие изотопы плутония, относительные количества которых зависят от характера использования твэлов. Если рассматривать воздействие плутония на человека отдельно от всех других радиоизотопов, то дозы облучения могут вычисляться на основе данных, приведённых в таблице 2.

Таблица 2 – Ожидаемый состав смеси изотопов плутония в топливе

Изотоп	Доля активности*, Бк/Бк смеси изотопов	Период полураспада, сутки	Доза на единицу активности, отложившейся в костной ткани, печени и яичниках, Зв/Бк отложившейся активности
$^{238}\text{Pu}$	0,0028	$3,3 \cdot 10^4$	0,06
$^{239}\text{Pu}$	0,025	$8,9 \cdot 10^6$	0,07
$^{240}\text{Pu}$	0,0085	$2,4 \cdot 10^6$	0,07
$^{241}\text{Pu}$	0,013	$4,8 \cdot 10^3$	0,02
$^{242}\text{Pu}$	0,0068	$1,4 \cdot 10^8$	0,07
Всего			0,29

\* Удельная активность составляет  $17,113 \cdot 10^{12}$  Бк/кг смеси изотопов плутония

Если доля ингалированного плутония ( $f_a$ ) не установлена, дозовая нагрузка от плутония, отложившегося в лёгких, может быть определена по формуле:

$$I = \frac{1}{0,693} \left\{ 0,4 \cdot \frac{T_{1/2}}{T_{1/2} + 1} \cdot \left[ 1 - e^{-0,693t} \left( \frac{T_{1/2} + 1}{T_{1/2}} \right) \right] + 0,6 \cdot \frac{500 \cdot T_{1/2}}{T_{1/2} + 500} \cdot \left[ 1 - e^{-0,693t} \cdot \left( \frac{T_{1/2} + 500}{500 \cdot T_{1/2}} \right) \right] \right\} \quad (5)$$

где  $t = 50 \cdot 365 = 18250$  суток,  $T_{1/2}$  – период полураспада.

Таким образом, каждый мккюри  $^{239}\text{Pu}$ , отложившегося в лёгких, за сутки приведёт к облучению 426,9 мккюри:

$$I = 1,433 \cdot [0,4 + 0,6 \cdot 493] = 426,9 \frac{\text{мккюри} \cdot \text{сутки}}{\text{мккюри}_{\text{Pu}^{239}}} \quad (6)$$

Однако, на  $^{239}\text{Pu}$  приходится только 0,025 общей активности смеси изотопов плутония, поэтому вклад  $^{239}\text{Pu}$  в суммарную дозу составит 10,67 мккюри в сутки на каждый мккюри смеси изотопов, отложившихся в лёгких:

$$I = 0,025 \cdot 426,9 = 10,67 \frac{\text{мккюри}_{\text{Pu}^{239}} \cdot \text{сутки}}{\text{мккюри}_{\text{mix}}}, \quad (7)$$

тогда суточная доза от каждого мккюри  $^{239}\text{Pu}$ , отложившегося в лёгких, составит 3,82 бэр:

$$\frac{CD}{\text{мккюри}_{\text{Pu}^{239}}} = 51,2 \cdot \frac{E_{\text{eff}}}{t} = 51,2 \cdot \frac{57}{764} = 3,82 \frac{\text{бэр}}{\text{мккюри} \cdot \text{сутки}}, \quad (8)$$

а кумулятивная доза (CD) за счёт  $^{239}\text{Pu}$  будет равна  $0,15 \cdot 10^{-3}$  Зв на беккерель смеси изотопов, отложившихся в легких:

$$CD_{\text{Pu}^{239}} = 10,67 \cdot 3,82 = 40,76 \frac{\text{бэр}}{\text{мккюри}} = 0,15 \cdot 10^{-3} \frac{\text{Зв}}{\text{Бк}}. \quad (9)$$

В таблице 3 представлены прогнозируемые по истечении 50 лет значения дозовых нагрузок на лёгкие, костную ткань, печень и яичники людей, подвергнутых облучению в 20-летнем возрасте, в зависимости от активности изотопов плутония, отложившихся в лёгких.

Данные о суммарной дозовой нагрузке на лёгкие, костный скелет, печень и яичники от смеси изотопов  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$ , отложившихся в лёгких, представлены в

таблице 4.

Таблица 3 – Дозовые нагрузки на лёгкие, костную ткань, печень и яичники в зависимости от активности смеси изотопов, отложившейся в лёгких (единица измерения – мкЗв/Бк смеси изотопов, отложившихся в лёгких)

Изотоп	Дозовая нагрузка на лёгкие	Дозовая нагрузка на костную ткань	Дозовая нагрузка на печень	Дозовая нагрузка на яичники
<sup>238</sup> Pu	52,17	529,84	655,44	210,46
<sup>239</sup> Pu	148,11	1459,28	1832,09	593,04
<sup>240</sup> Pu	67,71	685,24	841,23	272,32
<sup>241</sup> Pu	4,81	1000,48	446,81	231,32
<sup>242</sup> Pu	0,07	0,74	1,04	0,29
Всего	272,87	3675,58	3776,61	1307,43

Принимая справочное значение удельной активности смеси изотопов плутония в биологической ткани, равное 17,113 ТБк/кг ( $17,113 \cdot 10^{12}$  Бк/кг), можно рассчитать суммарную дозовую нагрузку на лёгкие, костный скелет, печень и яичники человека, отнесённую к массе, а не к активности смеси изотопов, отложившихся в лёгких. Результаты расчётов представлены в таблице 5.

Таблица 4 – Суммарные дозовые нагрузки на лёгкие, костную ткань, печень и яичники в зависимости от активности изотопов, отложившихся в лёгких

	Масса, г	Отложившаяся доля плутония, поступившего в организм ингаляционным путём	Суммарная дозовая нагрузка, мкЗв/Бк смеси изотопов, отложившихся в лёгких
Лёгкие	764	“-“	272,88
Костная ткань	6800	0,39	3675,58
Печень	1450	0,59	3771,41
Яичники	8	0,00093	1308,54

Таблица 5 – Суммарные дозовые нагрузки на лёгкие, костную ткань, печень и яичники в зависимости от массы смеси изотопов, отложившихся в лёгких

	Масса, г	Суммарная дозовая нагрузка, Зв/кг смеси изотопов, отложившихся в лёгких
Лёгкие	764	0,341
Костная ткань	6800	4,594
Печень	1450	4,714
Яичники	8	1,634

Данные таблиц 3–5 показывают, что поглощение плутония из лёгких приводит к отложению 56% поступившего в организм количества в печени, 42% – в скелете и 2% – в других тканях.

Результаты спектрометрического анализа биологических образцов свиней, забитых через 12 часов после ввода внутримышечной инъекции плутония, показали, что около 60% поглощенного плутония откладывается в костях, 4% – в печени, и 30% выделяется.

Дозы внутреннего облучения человека плутонием, содержащимся в испарениях

смешанного ядерного топлива ( $U_{0,8}Pu_{0,2}$ )O<sub>2</sub> массой 1 кг, нагретого до температуры выше 2000°C, не превысят допустимых пределов норм радиационной безопасности. Однако, топливная загрузка активной зоны энергетического ядерного реактора может превышать 50 тонн; в случае аварийного облучения продуктами деления ядерного топлива такой массы дозовые нагрузки на организм человека возрастут в десятки тысяч раз.

Оценку внешнего облучения человека при аварийном выбросе радиоактивных веществ из активной зоны реактора на смешанном топливе можно провести, рассчитав дозу от радиоактивного облака, дозу в щитовидной железе и дозу от радиоактивно загрязненных поверхностей.

Дозу облучения  $D$  человека при прохождении радиоактивного облака можно рассчитать по формуле:

$$D = K \cdot A(i) \cdot X \cdot M, \quad (10)$$

где:  $K$  – дозовый коэффициент,  $\frac{Зв \cdot м^3}{Бк \cdot с}$ ;  $A(i)$  – величина выбрасываемой в атмосферу

активности  $i$ -го нуклида;  $X = 8,1 \cdot 10^{-6} с/м^3$  – коэффициент разбавления радиоактивной примеси в атмосфере в радиусе 1000 м и при высоте трубы 80 м;  $M = 0,3$  – коэффициент, учитывающий время пребывания человека на открытом воздухе.

Щитовидная железа человека  $D$  (Зв) поглотит дозу, величину которой можно определить по формуле:

$$D = K(i) \cdot A(i) \cdot X \cdot M \cdot M(a) \cdot V(a), \quad (11)$$

где:  $K(i)$  – дозовый коэффициент  $i$ -го изотопа йода,  $Зв/Бк$ ;  $M(a)$  – поправочный коэффициент для возрастной группы А, зависящий от удалённости эпицентра;  $A(i)$  – величина выбрасываемой активности  $^{131}I$ , равная 0,814 ТБк;  $V(a) = 22 \cdot 10^{-4} м^3/с$  – скорость дыхания для лиц возрастной группы А.

Эффективную дозу облучения всего тела от радиоактивно загрязненных поверхностей  $B$  можно вычислить по формуле:

$$B = K(i) \cdot A(i) \cdot X \cdot V \cdot T, \quad (12)$$

где:  $K(i)$  – дозовый коэффициент  $i$ -го нуклида,  $Зв/Бк$ ;  $V = 2,0 \cdot 10^{-2} м/с$  – скорость осаждения радионуклидов из облака;  $T = 17,5 м^2$  – общая площадь загрязнённых поверхностей.

Рассчитанные дозы внешнего облучения аварийно-спасательных формирований за время проведения оперативных мероприятий по ликвидации последствий чрезвычайной ситуации приведены в таблице 6.

Таблица 6 – Дозы внешнего облучения аварийно-спасательных формирований в зависимости от удаленности эпицентра аварии

Дозы облучения, мЗв	Расстояние от места выброса, км				
	0	0,3	1,0	3,0	10,0
Доза внешнего облучения от р/а облака за период аварийного выброса	4621	330	51	9	2
Доза облучения щитовидной железы	10,66	7,07	1,05	0,174	0,035
Эффективная доза	539	385	60	10	2

Исходя из того, что дозы внешнего облучения аварийно-спасательных формирований, величины которых приведены в таблице 3, будут получены за 3 суток, можно определить средние значения мощности дозы ионизирующего излучения на различных расстояниях от эпицентра аварии (таблица 7).

Таблица 7 – Мощности доз внешнего облучения аварийно-спасательных формирований в зависимости от удаленности эпицентра аварии

	Расстояние от места выброса, км				
	0	0,3	1,0	3,0	10,0
Мощности доз внешнего облучения, мЗв/ч	64,18	4,58	0,71	0,13	0,03

Во избежание переоблучения необходимо строго соблюдать нормы работы в очаге аварии по времени. Если, согласно Нормам радиационной безопасности, критическим пределом годовой эффективной дозы облучения человека можно принять значение, равное 200 мЗв, то суточный лимит составит 0,55 мЗв. Рассчитав мощности дозы излучения на различных расстояниях от эпицентра выброса, а также зная величину суточного предела допустимой дозы, можно регламентировать время безопасного проведения спасательных работ в районе аварии на реакторе со смешанным топливом (таблица 8).

Таблица 8 – Допустимое время проведения СиДНР на различных расстояниях от эпицентра аварии

	Расстояние от места выброса (км)				
	0	0,3	1,0	3,0	10,0
Допустимая продолжительность аварийного облучения	0,5 минуты	7 минут	47 минут	4 часа 15 минут	18 часов 20 минут

Ограниченное время работы, регламентирование которого предусмотрено принципом нормирования во избежание переоблучения человека, является наиболее важным параметром безопасности при проведении экстренных мероприятий в очаге ядерной аварии. Однако допустимое время работы в районе аварии активной зоны реактора на смешанном топливе с высоким уровнем достоверности можно определить лишь оперативно, измерив величину мощности дозы ионизирующего излучения на местности и сопоставив её со смертельным для человека значением. Заблаговременная оценка продолжительности безопасного пребывания спасательных формирований в зоне аварии даётся с большой погрешностью, поскольку существующие методики не позволяют рассчитать мощность дозы ионизирующего излучения, испускаемого аварийным выбросом, по суммарной осколочной и наведённой активности многокомпонентных выделений активной зоны реактора на смешанном топливе.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В диссертационной работе представлено научно обоснованное решение проблемы прогнозирования дозовой нагрузки на живой организм при аварии активной зоны реактора на смешанном уран-плутониевом топливе.

1. На основании анализа результатов международных исследований установлено, что внутренним иницирующим фактором аварии активной зоны реактора является повышение температуры и газового давления, вызванное продуктами деления

топлива, которые, выделившись в окружающую среду, сформируют залповую дозовую нагрузку на человека.

2. Идентифицирован изотопный состав выброса из реактора на смешанном уран-плутониевом топливе, ожидаемого при аварии, вызванной повышением температуры в активной зоне до температуры выше  $2000^{\circ}\text{C}$ ; определено различие между спектрами выделений, характерных для традиционного и альтернативного видов ядерного топлива.

3. В результате проведённых исследований влияния выделившихся из активной зоны реактора на смешанном топливе продуктов распада на живой организм определено количество плутония, всасываемого в кровь, откладывающегося в лёгких, печени, скелете и других тканях.

4. Эксперименты показали, что скорость выведения плутония из основных мест отложения в живом организме очень мала; на основании этого рекомендовано пренебрегать биологическим выведением при оценке дозы внутреннего облучения.

5. Рассчитана продолжительная (в течение 50 лет с момента поступления в организм) дозовая нагрузка от внутреннего облучения на различные органы и ткани человека.

6. Определена доза внешнего облучения человека, находящегося на различных расстояниях от эпицентра аварии активной зоны реактора на смешанном топливе, получение которой следует ожидать в течение 3 суток после залпового выброса активности в окружающую среду, на основании чего рассчитано допустимое время проведения СИДНР в районе возможной катастрофы.

7. Результаты исследований внедрены в служебную деятельность Отдела радиационной безопасности и Учебного центра ДГП «Институт ядерной физики» РГП НЯЦ РК, а также в учебный процесс Казахского национального технического университета имени К.И. Сатпаева.

**Оценка полноты решения поставленных задач.** Поставленная цель работы достигнута, задачи исследования решены, результаты исследования доведены до внедрения.

**Разработка рекомендации исходных данных по конкретному использованию результатов.** Результаты исследования интересны научно-исследовательским институтам, проводящим работы с плутонием, предприятиям атомной энергетики, использующим или планирующим применять уран-плутониевое топливо, промышленным организациям, производящим смешанное топливо, топливные элементы или перерабатывающим отходы обратимого цикла, и медицинским учреждениям, специализирующимся на ядерной диагностике и терапии и занимающимся лечением пострадавших от переоблучения и их реабилитацией.

**Оценка технико-экономической эффективности внедрения.** Известно, что уран-плутониевое топливо обладает энерговыделением, в семь раз превышающим аналогичный показатель диоксида урана. При использовании 1 кг  $\text{UO}_2$  в качестве топлива на АЭС вырабатывается 50000 кВт·ч электроэнергии; то же количество  $(\text{U}_{0,80}\text{Pu}_{0,20})\text{O}_2$  характеризуется энерговыделением в 350000 кВт·ч. При казахстанской цене 5,95 центов за 1 кВт·ч электроэнергии и среднегодовом электропотреблении 1 человеком 7200 кВт·ч годовой экономический эффект от использования смешанного топлива на АЭС составит 2568,96 долларов США (из расчёта на 1 человека).

**Оценка научного уровня выполненной работы в сравнении с лучшими достижениями в данной области.** В Казахстане проводились работы по изучению свойств уран-плутониевого топлива и по исследованию механизмов возможных аварий активной зоны, однако аналогичный подход к задаче прогноза и оценки безопасности человека при аварии на реакторе со смешанным топливом до сегодняшнего дня не применялся.

## Основные положения диссертации опубликованы в следующих работах:

1. Ким Д.С. Оценка потенциальной опасности от эксплуатации реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем // Сборник материалов VII Международной научно-практической конференции «Актуальные проблемы безопасности жизнедеятельности». Том 1. – Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2005. – С.258-264.

2. Феофанов В.А., Ким Д.С. Уран-плутониевый топливный цикл как экологически безопасный и перспективный ядерный топливный цикл для атомной энергетики Казахстана // Сборник материалов VII Международной научно-практической конференции «Актуальные проблемы безопасности жизнедеятельности». Том 1. – Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2005. – С.148-153.

3. Ким Д.С. Распределение и удержание плутония, выделяющегося при аварии из реактора на смешанном топливе, в живом организме // Научный журнал «Вестник КазНТУ имени К.И. Сатпаева», № 2(46). – Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2005. – С. 204-209.

4. Ким Д.С. Экологическая ситуация в санитарно-защитной зоне исследовательского реактора ВВР-К после возобновления его эксплуатации в 1998 году // Труды IV Международной конференции «Стратегия развития науки и технологии в XXI веке», посвященной 15-летию создания научно-технического общества Узбекистана «Тинбо». – Ташкент: НТО «ТИНБО», 2006. – С. 68-72.

5. Жараспаев М.Т., Ким Д.С. Экономические аспекты использования плутония в ядерном топливно-энергетическом цикле по сравнению с его захоронением во внешней среде // Труды VIII Международной научно-технической конференции «Новое в безопасности жизнедеятельности». – Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2006. – С. 68-72.

6. Жараспаев М.Т., Ким Д.С. Критерии и принципы безопасной работы реактора на быстрых нейтронах (на примере БН-350) // Труды VIII Международной научно-технической конференции «Новое в безопасности жизнедеятельности». – Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2006. – С. 72-78.

7. Касенов К.М., Ким Д.С. Безаварийная эксплуатация реактора БН-350 как основа экологической стабильности в районе его расположения // Научный журнал «Вестник КазНТУ имени К.И. Сатпаева», № 3(63). – Алматы, КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2007. – С. 177-182.

8. Касенов К.М., Ким Д.С. Разработка схемы анализа аварии на ядерном реакторе по очередности возникновения событий, инициирующих разрушение активной зоны // Научный журнал «Известия научно-технического общества «КАХАК», № 3(16). – Алматы, 2007. – С. 63-70.

9. Kim D.S. Forecasting of the accidental irradiation dose of personnel of the research reactor WWR-K // Proceedings of the 2007 Korean-ethnic Scientists and Engineers Academic Conference. July, 4-6, 2007. – Seoul, Korea: The Korean Federation of Science and Technology Societies, 2007 – P. 143-145.

10. Ким Д.С. Безаварийная эксплуатация исследовательского реактора ВВР-К как основа экологической стабильности в районе его расположения // Научный журнал «Вестник Казахстанско-Британского Технического Университета», № 2(5). – Алматы: КБТУ, 2008. – С. 57-63.

11. Жараспаев М.Т., Ким Д.С. Факторы, способствующие возникновению и развитию аварий на атомных реакторах // Научный журнал «Вестник КазНТУ имени К.И. Сатпаева», № 6(69). – Алматы, КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2008. – С.87-90.

12. Жараспаев М.Т., Ким Д.С., Жумагулова Р.Е. Способ нагрева образцов ядерного топлива до температуры свыше 2000<sup>0</sup>С во вне реакторных условиях // Приоритет



Республики Казахстан на изобретение МКИ<sup>8</sup> HOSH 1/00, HOSH 1/02 в РГКП «Национальный институт интеллектуальной собственности» Комитета по правам интеллектуальной собственности Министерства Юстиции Республики Казахстан. Регистрационный № 2008/0705.1. Вход. № 10635 от 22.06.2008 г.

13. Ким Д.С. Evaluation of living organisms' emergency irradiation by fission products of hybrid uranium-and-plutonium fuel // Proceedings of the 4<sup>th</sup> International Workshop on Individual Monitoring of Ionizing Radiation. November, 89-30, 2008. – Oarai, Japan. – P. 18-19.

14. Жараспаев М.Т., Ким Д.С. Исследования роли продуктов деления в развитии аварий активной зоны, проведенные французскими учёными // Научный журнал «Вестник КазНТУ имени К.И. Сатпаева», № 1(71). – Алматы: КазНТУ имени К.И. Сатпаева, 2009. – С.9-12.

15. Ким Д.С. Осаждение частиц натриевого теплоносителя, выделившихся при аварии из активной зоны БН-реактора со смешанным топливом, во внешней среде // Научный журнал «Известия научно-технического общества КАХАК», № 1(22) Алматы, 2009. – С. 99-105.

16. Жараспаев М.Т., Ким Д.С., Жумагулова Р.Е. Способ определения интенсивности облучения организма человека радиоактивным изотопом плутония <sup>239</sup>Pu // Приоритет Республики Казахстан на изобретение МКИ<sup>8</sup> А 62 В 15/00, А 62 В 37/00 в РГКП «Национальный институт интеллектуальной собственности» Комитета по правам интеллектуальной собственности Министерства Юстиции Республики Казахстан. Регистрационный № 2009/0250.1. Вход. № 03887 от 28.02.2009 г.

## Түйін

Ким Дмитрий Спартакович

### Аралас отынды реактордың апаты кезінде құтқару жұмыстарының қауіпсіздігін бағалау және болжау

05.26.02 – «Төтенше жағдайлардағы қауіпсіздік» мамандығы

**Зерттеу нысаны мен пәні.** Зерттеу нысаны болып аралас уран-плутонийлі отынмен жұмыс атқаратын ядерлік реакторлар саналады. Зерттеу пәнін реакторда пайдаланалатын ядерлік отынның түріне байланысты ағзаның апаттық сәулеленуінің заңдылықтары құрайды.

**Жұмыстың мақсаты** қуаты 1000 МВт болатын, аралас уран-плутонийлі отында жұмыс істейтін энергетикалық реактордағы апат салдарын жоюмен айналысатын құтқару құрылымдарының жеке құрамына қауіп төндіретін радиациялық қауіпті бағалау және болжау болып саналады. Құтқару жұмыстарының қауіпсіздігінің критеріі болып реактордың активті аймағының қоршаған ортаға тасталған радиоактивті бөлшектердің жаппай лақтырыстарынан ішкі сәулелену нәтижесінде адамға әсер ететін апаттық мөлшерлік күштеуі саналады. Аралас отынды реактордың апат ошағында жүргізілетін құтқару және т.б. жедел түрде атқарылатын жұмыстарды (ҚЖЖАЖ) бағалау бір реттік сырттай сәулеленудің мөлшерлері бойынша жүргізіліп, оның негізінде нақты тәжірибелік ұсыныстар беріледі.

**Зерттеу әдісі.** Жұмыста реакторлардың ядерлік қауіпсіздігі саласындағы әлемдік жетістіктерге аналитикалық шолу жасалынған, атомдық қондырғылардағы апаттарды болжау бойынша отандық және шет елдік тәжірибелер жалпыланған, аралас отынды үлгілердің лазерлік қыздырылуы мен олардың буларының спектрометриясы жасалынған, эксперимент жүзінде тірі организмдерде радиоактивті заттардың метаболизмі зерттеліп, адамның қоршаған ортаға тасталған жаппай лақтырыстардан ішкі және сыртқы сәулелену мөлшерлері есептелген, сонымен қатар аралас отынды реактордың мүмкін болатын апаты салдарын жою кезінде құтқару жұмыстарының қауіпсіздігі бағаланған.

#### **Жұмыс нәтижелері.**

1. Аралас уран-плутонийлі отындағы реактор лақтырысының изотоптық құрамы теңестірілген.

2. Аралас отынды реактордың активті аймағынан бөлініп шыққан сейілу өнімдерінің тірі организмге әсерін зерттеу жұмыстарының нәтижесінде қанға сіңірілетін, өкпеде, бауырда, сүйекте және т.б. ұлпаларда жиналып қалатын  $PuO_2$  мөлшері анықталған.

3. Эксперименттік зерттеулер плутонийді тірі организмнің негізгі жиналып қалған орындарынан шығарып алу жылдамдығы өте аз екенін көрсеткен, осының негізінде ішкі сәулеленуді бағалау кезінде биологиялық түрде шығаруды ұстанбау ұсынылады.

4. Адамның дене мүшелері мен ұлпаларына әсер ететін ішкі сәулеленудің ұзақтық (организмге түскен уақыттан бастап 50 жылға) мөлшерлік күштеуі есептелген.

5. Аралас отынды реактордың активті аймағы апатының эпицентрінен түрлі ара-қашықтықтарда болатын адамдардың ішкі сәулеленуінің мөлшері анықталған, оны жаппай лақтырыстардың қоршаған ортаға тасталуынан кейін 3 күннен соң алуға болады, мұның негізінде катастрофаның мүмкін болуы аймағында ҚЖЖАЖ-ды жүргізудің шекті уақыттары есептелген.

**Еңгізу деңгейі.** Зерттеу нәтижелері Қазақстан Республикасының «Ұлттық ядролық орталығы» РМК «Ядролық физика институты» ҚМК Оқу орталығының және Радиациялық қауіпсіздік бөлімінің қызметіне, сонымен қатар Қ.И. Сәтбаев атындағы Қазақ ұлттық

техникалық университетінің оқу үрдісіне еңгізілген.

**Нәтижелерді пайдалану бойынша ұсыныстар.** Адамға әсер ететін апаттық мөлшерлік күштеуді анықтау организмнен радиоактивті заттарды шығару бойынша іс-шаралар жиынтығын құрастыру үшін қажет. Бір реттік сыртқы сәулеленудің мөлшерін бағалау аралас отынды реактордың апаты болған аймвқта ҚжЖАЖ-ды қауіпсіз жүргізу бойынша тәжірибелік ұсыныстар беруге мүмкіндік туғызады.

**Пайдалану аймағы.** Зерттеу нәтижелері плутониймен жұмыс атқаратын ғылыми-зерттеу институттарына, уран-плутонийлі отынды пайдалануды жобалап отырған атомдық энергетика өнеркәсіптеріне, аралас отын, отын элементтерін шығаратын немесе қайта айналымдағы қалдықтарды өңдейтін өндірістік кәсіпорындарға және ядерлік диагностика және терапиямен және сәулеленуден зардап шеккендері емдеумен айналысатын медициналық ұйымдарға қажет.

**Еңгізудің экономикалық тиімділігі.** Уран-плутонийлі отын уран диоксидінен жеті есе көп болатын энергия шығару қасиетіне ие екені белгілі. АЭС-да отын ретінде 1 кг  $UO_2$ -дің пайдалануда 50000 кВт·сағ электр энергиясы бөлінеді; сол мөлшерге сәйкес  $(U_{0,80}Pu_{0,20})O_2$  350000 кВт·сағ энергия шығарумен сипатталады. 1 кВт·сағ электр энергиясының құны 5,95 цент және 1 адамның электр энергиясын пайдалануының орташа жылдық мөлшері 7200 кВт·сағ болғанда АЭС-да аралас отынды пайдаланудан түсетін экономикалық тиімділік 2568,96 АҚШ долларды құрайды (1 адамға есептегенде).

**Зерттеу нысанының дамуы жайындағы болжамдар.** Аралас бағыттарды ғылыми зерттеу аясында қоршаған орта нысандары үшін аралас отынды реактордың жұмыс істеу үрдісі кезінде пайда болатын лақтырыстардың және/немесе екіншілей өнімдердің шоғырларының изотоптық құрамын өзгерту бойынша активті аймақ апатының салдарын бағалау әдістемесін ұйымдастыру мүмкіншілігі туады.

## Summary

Kim Dmitriy Spartakovich

### Forecasting and evaluation of salvage operations safety at hybrid fuel reactor breakdown

Speciality 05.26.02 – «Safety in emergency situations»

**Object and subject of research.** The object of research is a nuclear reactor operating with the hybrid uranium-and-plutonium fuel in the core. The subject of research consists of appropriateness of a living organism emergency exposure alteration depending on the type of a nuclear fuel in reactor.

**The aim of the thesis** is to forecast and evaluate the radiation jeopardy, threaten with lifeguard units staff winding up the consequences of breakdown on 1000 MW generating capacity reactor operating with hybrid uranium-and-plutonium fuel. The salvage operations safety forecasting guideline is a human emergency internal irradiation exposure by radioactive components of volley emission from the core into environment. The safety evaluation of salvage and other necessity works (S&ONW) carrying out in the hybrid fuel reactor radiation accident hearth, is conducted according to a single external irradiation doses on base of which there had been given the specific practical recommendations.

**Analysis.** In the thesis there's been used the complex analysis policy including analytical round-up of the world-wide progress domain of reactors nuclear safety; generalization of the domestic and foreign experience on atomic plants breakdowns forecasting; laser heating of the hybrid fuel samples and its fume spectrometry; experimental in-depth study of active materials' metabolism in living organisms; estimation of doses of human internal and external irradiation from the activity volley emission into the environment; and evaluation of the safety of salvage operations carrying out at winding up the hybrid fuel reactor possible breakdown consequences.

#### **Main results of the thesis.**

1. There's been identified the hybrid uranium-and-plutonium fuel reactor emission isotopic composition being awaited in the case of breakdown, caused by the rise in temperature in the core above 2000°C; the difference between emission spectrums distinctive both for traditional and alternative kinds of nuclear fuel has also been determined.

2. As a result of the conducted researches of fission products educed from the hybrid fuel reactor core on a living organism there's been determined PuO<sub>2</sub> quantities imbibed into the blood and laying in the pulmonary region, liver, skeleton and other tissues.

3. The experiments confirmed that the speed of plutonium removal from the basic precipitation locations is too small; due to this fact there'd been recommended to neglect the biological removal when evaluating the internal irradiation dose.

4. There's been estimated the enduring (for 50 years since the matriculation into organism) internal irradiation exposure on various human organs and tissues.

5. There's been defined the outlying from the hybrid fuel reactor core accident epicenter over different distances human external irradiation dose awaited during 3 days after the activity at one draught emission into environment. On the base of this result one can calculate the allowed time of S&ONW conducting in a region of possible breakdown.

**Inculcation extent.** The investigation results have been inculcated in the official activity of both the Radiation Protection Department and the Training Center of the Institute of Nuclear Physics of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan and in the curriculum of the Kazakh National Technical University named after K.I. Satpayev as well.

**The results' usage recommendations.** Forecast of a human accident radiation exposure is necessary for the subsequent elaboration of the arrangement complex for active materials

moving off the human organism. The single external irradiation dose evaluation allows to make the specific practical recommendations on S&ONW safe conducting in the hybrid fuel reactor breakdown region.

**Field of application.** The investigation results are necessary for scientific and research institutes conducting works with plutonium, for atomic energy enterprises using or designing usage of uranium-and-plutonium fuel, for industrial organizations either producing the hybrid fuel and fuel elements or recycling the reversible cycle wastes; and for medical establishments specializing on the nuclear diagnostics and therapy and taking up the overirradiated patients cure and their rehabilitation.

**Inculcation cost-performance.** It is common knowledge that uranium-and-plutonium fuel is characterized by the energy-release 7 times more than the similar index of uranium dioxide. Using 1 kg of  $\text{UO}_2$  as APP fuel 50000 kilowatt-hour of electricity are generated; the same quantity of  $(\text{U}_{0,80}\text{Pu}_{0,20})\text{O}_2$  is characterized by the energy-release equal to 350000 kilowatt-hour. Near the price 5.95 cents for 1 kilowatt-hour of electricity and the average annual power consumption 7200 kilowatt-hour per capita the benefits of the hybrid fuel APP application aggregate 2568.96 USD per capita.

**Forecasting estimates of the research object development.** Within the adjacent scientific researches it's possible to elaborate the method of the hybrid fuel reactor breakdown consequences for the environment according to alterations of the outliers isotopic compound and secondary products concentrations forming in the process of the hybrid fuel reactor exploitation.

Подписано в печать 20.03.2009 г.  
Формат 60x84 1/16. Бумага офсетная. Ризограф, печать RISO.  
Объем 1,4 усл. печ. л. Тираж 100 экз.

---

Издание Казахской головной архитектурно-строительной академии  
Издательский дом «Строительство и архитектура»  
Республика Казахстан, п/и 050043, г. Алматы, ул. Рыскулбекова, 28