МИНИСТЕРСТВО ИНДУСТРИИ И НОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ РК  
Республиканское государственное предприятие

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ЯДЕРНЫЙ ЦЕНТР РК (РГП НЯЦ РК)

Дочернее государственное предприятие

ИНСТИТУТ ГЕОФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

(ДГП ИГИ РГП НЯЦ РК)

УДК

# Мукенева С.А., Тур Е.С.

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОЙ И ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С УНИВЕРСАЛЬНЫМ УПАКОВОЧНЫМ КОМПЛЕКТОМ, ПРЕДНАЗНАЧЕННЫМ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ БЕЗ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЙ ВЫДЕРЖКИ ОЯТ РЕАКТОРОВ

Работа, представленная на конференцию - конкурс НИОКР

молодых ученых и специалистов

## **Национального ядерного центра Республики Казахстан**

(прикладная)

Курчатов 2011

Докладчик

**Мукенева Сауле Адильхановна**

*инженер ОТЭО РГП НЯЦ РК*

*1980 г.р.,*

*образование высшее (окончила Восточно-Казахстанский государственный университет, ИФО, 2002 г.),*

*специальность – теоретическая физика,*

*квалификация по диплому – инженер-физик,*

*работает с 2002г. в ОТЭО РГП НЯЦ РК,*

*общий стаж работы – 8 лет.*

Мукенева Сауле Адильхановна

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОЙ И ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С УНИВЕРСАЛЬНЫМ УПАКОВОЧНЫМ КОМПЛЕКТОМ, ПРЕДНАЗНАЧЕННЫМ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ БЕЗ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЙ ВЫДЕРЖКИ ОЯТ РЕАКТОРОВ

Работа, представленная на конференцию - конкурс НИОКР молодых ученых и специалистов Национального ядерного центра Республики Казахстан

Дочернее государственное предприятие «Институт геофизических исследований» Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (ДГП ИГИ РГП НЯЦ РК).

050020, г. Алматы, Чайкина 4, тел. (727)263-13-30, (727)263-48-82,

факс.(727) 263-48-82, E\_mail: kcd1234@mail.kz

**РЕФЕРАТ**

Работа 6 страниц, 4 рисунка, 4 таблиц, 12 источника.

**Объект исследования:**

Универсальный упаковочный комплект, предназначенный для транспортировки без предварительной выдержки ОЯТ

**Актуальность:**

Обращение с отработавшим ядерным топливом является важнейшей задачей при планировании строительства атомной станции, так как влияет на капитальную составляющую строительства атомных станций, на уровень их эксплуатационных затрат, и что наиболее важно на вопросы ядерной и радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды.

**Цель работы:**

Обоснование ядерной и радиационной безопасности использования универсального упаковочного комплекта, предназначенного для транспортировки без предварительной выдержки ОЯТ

**Задачи исследований:**

1. Проведение анализа радиационной защищенности ТУК различной вместимости ОЯТ без предварительной выдержки, при нормальных условиях.
2. Проведение анализа ядерной безопасности ТУК различной вместимости ОЯТ без предварительной выдержки, при нормальных условиях.

**Методика исследований:**

Использование расчетного кода MCNP

**Результат работ:**

Определение вместимости ТУК, при использовании различных защитных слоев в условиях газовой и жидкостной среды.

**Научная новизна:**

На настоящее время в мире не существует транспортных упаковочных комплектов для перевозки “горячего” ОЯТ. В Казахстане работ по созданию транспортных упаковочных комплектов для перевозки ОЯТ, и тем более для перевозки ОЯТ с кратковременной выдержкой не производилось.

**Личный вклад автора:**

Автор принимал участие на всех этапах работы

**Публикации:**

# Данная работа завершена в 2010 году и планируется публикация в 2011г.

# ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ, УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ, СИМВОЛОВ,

ЕДИНИЦ И ТЕРМИНОВ

ОЯТ – отработанное ядерное топливо,

ТУК – транспортный упаковочный комплект,

ТВС – тепловыделяющая сборка,

ПД – продукты деления

**СОДЕРЖАНИЕ**

# ВВЕДЕНИЕ\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_1

# 1. Расчет защиты от радиации\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_1

## 1.1 Нейтронная защита\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_3

# 2. Нейтронно-физические расчеты\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_3

# ЗАКЛЮЧЕНИЕ\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_5

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_\_7

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОЙ И ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С УНИВЕРСАЛЬНЫМ УПАКОВОЧНЫМ КОМПЛЕКТОМ, ПРЕДНАЗНАЧЕННЫМ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ БЕЗ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЙ ВЫДЕРЖКИ ОЯТ РЕАКТОРОВ

# ВВЕДЕНИЕ

В данной работе был проведен анализ радиационной защищённости и анализ ядерной безопасности ТУК различной вместимости с использованием исходных данных по ОЯТ пяти различных реакторов (ABWR, AP1000, AP600, ВВЭР-1000, ВБЭР-300) с учетом нормативных требований, изложенных в [

[[1]](#endnote-1), [[2]](#endnote-2), [[3]](#endnote-3), [[4]](#endnote-4), [[5]](#endnote-5), [[6]](#endnote-6), [[7]](#endnote-7), [[8]](#endnote-8), [[9]](#endnote-9)] и рекомендаций МАГАТЭ [[[10]](#endnote-10), [[11]](#endnote-11)].

Основной задачей расчётов для условий нормальной эксплуатации является определение максимальной загрузки контейнера ОТВС рассматриваемых реакторов при различных вариантах охлаждения (газовая среда (гелий, аргон, СО2) или жидкостная среда (вода)). Основными ограничениями здесь выступают размер внутренней полости контейнера (принятый диаметр не более 200 см), ограничения по массе (не более 130 тонн), ограничения по мощности эквивалентной дозы излучения на поверхности ТУК (в нормальных условиях не более 2.0 мЗв/ч) и подкритичностью системы (Кэфф < 0.95). Температура всех областей ТУК задавалась равной 20°С.

Моделирование контейнеров осуществлялось в трёхмерной геометрии, с использованием расчетного кода MCNP. Для проведения верификации расчётного кода из справочника [[[12]](#endnote-12)] были выбраны эксперименты с низкообогащенным топливом на основе диоксида урана в водяном замедлителе.

Суммарные исходные данные по конструкциям моделируемых ТВС реакторов различного типа и по радиационным характеристикам ОЯТ приведены в таблице 1. Каждая сборка располагалась в отдельном чехле корзины выполненной из алюминия или, в отдельных расчётных случаях, из сплава MBL05 с толщиной стенки 1 см.

Таблица 1 –Характеристики ОЯТ используемые при моделировании контейнеров

|  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Характеристика | Значение | | | | |
| ABWR | AP1000 | AP600 | ВВЭР-1000 | ВБЭР-300 |
| Материал ядерного топлива | спеченный диоксид урана | спеченный диоксид урана | спеченный диоксид урана | спеченный диоксид урана | спеченный диоксид урана |
| Длина ТВС (полная), мм | 4470 | 4795 | 4326 | 3837 | 3570 |
| Тип решетки (геометрия расположения твэлов в ТВС) | 10×10 (квадратная) | 17×17 (квадратная) | 17×17 (квадратная) | треугольная | треугольная |
| Число ТВС в активной зоне | 872 | 157 | 145 | 163 | 85 |
| Число топливных твэлов в ТВС | 92 | 264 | 264 | 311 | 312 |
| Материал оболочки твэла | циркалой-2 | ZIRLO | циркалой | сплав Zr+Nb | сплав Zr+Nb |
| Толщина оболочки твэла, мм | 0.66 | 0.57 | 0.57 | 0.67 | 0.68 |
| Внешний диаметр твэла, мм | 10.3 | 9.5 | 9.5 | 9.1 | 9.1 |
| Вес одной ТВС (включая чехол), кг | 300.0 | 799.7 | 664.5 | 680.0 | 536.0 |
| Интенсивность источников гамма‑излучения ПД, фотон/секунда\*кгU | 5.09∙1014 | 7.79∙1014 | 5.97∙1014 | 8.36∙1014 | 3.12∙1014 |
| Интенсивность источников нейтронного излучения, нейтрон/секунда\*кгU | 3.07∙106 | 1.87∙106 | 1.89∙106 | 2.34∙106 | 1.87∙106 |

# РАСЧЕТ ЗАЩИТЫ ОТ РАДИАЦИИ

Анализ радиационной защищённости ТУК проводился с использованием радиационных характеристик ОЯТ для различных времен выдержки с учётом гамма-излучения продуктов деления, нейтронного излучения ОЯТ, гамма-излучения активационных нуклидов в конструкционных сталях ОТВС.

Основными конструктивными элементами защиты контейнера являются слои материалов эффективно ослабляющих потоки нейтронов и гамма квантов. В качестве обязательного элемента в защите должен присутствовать слой, обеспечивающий структурную целостность конструкции контейнера – слой стали или высокопрочного чугуна. В качестве защиты от гамма излучения наилучшим образом подходят материалы, состоящие из элементов с большими атомными номерами (свинец, уран). А для нейтронной защиты необходимы материалы из изотопов с большим сечением рассеяния (водород, углерод) и поглощения (бор) нейтронов.

Использование материалов из органических полимеров (резины, полиэтилена и пр.) для уменьшения потока нейтронов не представляется возможным из-за их быстрого разрушения при столь высоких тепловых потоках в стенках контейнера. Использование свинца и бетона также представляется весьма ограниченным из-за высоких температур: свинец может расплавиться, и при своём тепловом расширения повредить защиту контейнера, а из бетона может испариться вода, что приведёт к потере замедляющих свойств.

В настоящей работе рассматривались следующие (последовательно по радиусу) слои защиты: 1. алюминиевая корзина (с веществом поглощающим нейтроны или может отсутствовать), 2. сталь (для структурной целостности контейнера), 3. защита на основе железобетона или высокопрочного чугуна (с добавлением оксида обеднённого урана (30% по объёму), свинца (как плоский слой, 50% от объёма защиты), оксида гадолиния (10% по объёму), карбида бора (10% по объёму), 4. внешняя оболочка из стали.

Результаты расчета загрузки контейнера ОТВС различных реакторов и массогабаритных характеристик контейнера при использовании разных защиты приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Результаты расчётов массогабаритных характеристик контейнера для разных защиты

| Реактор | Кол-во ОТВС | Внутренний радиус, см | Толщина защиты | Масса ТУК, тонна | Мощность дозы на поверхности, мЗв/час | | |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| γ-кванты | нейтроны | общая |
| Железобетонная защита (ρ=4 г/см3) | | | | | | | |
| Газовое охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 9 | 40 | 80 | 100 | 2.02 | 4.40∙10-3 | 2.02 |
| AP1000 | 4 | 40 | 85 | 104 | 1.32 | 1.67∙10-3 | 1.32 |
| AP600 | 5 | 40 | 85 | 104 | 0.91 | 2.09∙10-3 | 0.92 |
| ВВЭР-1000 | 3 | 40 | 85 | 103 | 2.04 | 2.06∙10-3 | 2.04 |
| ВБЭР-300 | 3 | 40 | 80 | 100 | 1.46 | 2.39∙10-3 | 1.47 |
| Водяное охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 8 | 40 | 80 | 103 | 1.04 | 3.08∙10-2 | 1.07 |
| AP1000 | 4 | 40 | 80 | 97 | 1.68 | 1.34∙10-2 | 1.69 |
| AP600 | 4 | 40 | 80 | 97 | 1.45 | 1.35∙10-2 | 1.47 |
| ВВЭР-1000 | 4 | 45 | 80 | 103 | 1.37 | 1.53∙10-2 | 1.39 |
| ВБЭР-300 | 5 | 50 | 75 | 101 | 1.43 | 2.90∙10-2 | 1.46 |
| Защита из железобетона с добавлением DUO2 (50% по объёму, ρ=7.2 г/см3) | | | | | | | |
| Газовое охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 37 | 70 | 45 | 112 | 0.90 | 0.17 | 1.07 |
| AP1000 | 21 | 80 | 45 | 129 | 1.47 | 0.13 | 1.60 |
| AP600 | 21 | 75 | 45 | 121 | 1.19 | 0.14 | 1.33 |
| ВВЭР-1000 | 9 | 70 | 45 | 107 | 1.90 | 1.11 | 2.01 |
| ВБЭР-300 | 9 | 70 | 45 | 107 | 0.74 | 8.58∙10-2 | 0.83 |
| Водяное охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 25 | 70 | 45 | 116 | 0.52 | 0.20 | 0.72 |
| AP1000 | 12 | 75 | 45 | 125 | 0.77 | 0.21 | 0.98 |
| AP600 | 12 | 75 | 45 | 124 | 0.55 | 0.22 | 0.77 |
| ВВЭР-1000 | 8 | 70 | 45 | 114 | 0.45 | 0.13 | 0.58 |
| ВБЭР-300 | 8 | 70 | 40 | 101 | 0.84 | 0.22 | 1.06 |
| Защита из чугуна (ρ=7.2 г/см3) | | | | | | | |
| Газовое охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 21 | 55 | 60 | 130 | 5.25∙10-2 | 1.68 | 1.74 |
| AP1000 | 9 | 60 | 55 | 124 | 0.33 | 1.67 | 2.00 |
| AP600 | 9 | 60 | 55 | 122 | 0.27 | 1.65 | 1.93 |
| ВВЭР-1000 | 7 | 60 | 55 | 122 | 0.42 | 1.61 | 2.02 |
| ВБЭР-300 | 9 | 70 | 55 | 130 | 0.15 | 1.49 | 1.64 |
| Водяное охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 21 | 70 | 50 | 130 | 0.43 | 0.62 | 1.05 |
| AP1000 | 5 | 55 | 50 | 106 | 0.55 | 0.97 | 1.52 |
| AP600 | 9 | 65 | 55 | 130 | 0.13 | 1.89 | 2.02 |
| ВВЭР-1000 | 8 | 70 | 50 | 130 | 0.50 | 0.60 | 1.10 |
| ВБЭР-300 | 8 | 70 | 45 | 115 | 0.75 | 1.38 | 2.13 |
| Защита из чугуна с добавлением DUO2(50% по объёму, ρ=8.8 г/см3) | | | | | | | |
| Газовое охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 37 | 70 | 45 | 130 | 5.84∙10-2 | 1.65 | 1.71 |
| AP1000 | 13 | 75 | 40 | 121 | 0.59 | 1.59 | 2.18 |
| AP600 | 13 | 75 | 40 | 120 | 0.45 | 1.64 | 2.09 |
| ВВЭР-1000 | 9 | 70 | 45 | 128 | 9.96∙10-2 | 0.99 | 1.09 |
| ВБЭР-300 | 13 | 85 | 40 | 130 | 0.30 | 1.63 | 1.93 |
| Водяное охлаждение | | | | | | | |
| ABWR | 21 | 65 | 35 | 97 | 1.50 | 0.37 | 1.87 |
| AP1000 | 9 | 65 | 45 | 129 | 4.93∙10-2 | 1.29 | 1.34 |
| AP600 | 9 | 65 | 45 | 127 | 3.63∙10-2 | 1.09 | 1.13 |
| ВВЭР-1000 | 8 | 70 | 40 | 118 | 0.22 | 0.86 | 1.08 |
| ВБЭР-300 | 8 | 70 | 35 | 103 | 0.46 | 1.25 | 1.71 |

## Нейтронная защита

Для уменьшения дозы от нейтронного излучения при газовом заполнении полости контейнера оценивалось влияние различных вариантов расположения нейтронной защиты в конструкции контейнера на ослабление потока нейтронов. В вариантах рассматривается контейнер из чугуна добавлением DUO2.

В первом варианте рассмотрено влияние наличия дистанционирующей решетки (корзины) содержащей карбид бора (толщина – 1 см) окружающей все ОТВС контейнера. Во втором и третьем варианте рассмотрено влияние добавления оксида гадолиния в защиту из чугуна и DUO2 - 1% и 10% от объема защиты соответственно. Результаты сравнения вариантов конструкции приведены в таблице 3.

Таблица 3 – Результаты влияния различных вариантов расположения нейтронной защиты в конструкции контейнера на ослабление потока нейтронов

|  |  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Реактор | Кол-во ОТВС | Внутренний радиус, см | Толщина защиты | Масса ТУК, тонна | Мощность дозы на поверхности, мЗв/час | | |
| γ-кванты | нейтроны | общая |
| Без дистанционирующей решетки | | | | | | | |
| ВВЭР-1000 | 3 | 50 | 40 | 83 | 0.59 | 0.98 | 1.57 |
| Дистанционирующая решетка с карбидом бора (толщина – 1 см) | | | | | | | |
| ВВЭР-1000 | 3 | 50 | 40 | 83 | 0.59 | 0.97 | 1.56 |
| Без Gd2O3 | | | | | | | |
| ВВЭР-1000 | 7 | 60 | 40 | 98 | 0.85 | 1.80 | 2.65 |
| 1% Gd2O3 | | | | | | | |
| ВВЭР-1000 | 7 | 60 | 40 | 98 | 0.85 | 1.70 | 2.54 |
| 10% Gd2O3 | | | | | | | |
| ВВЭР-1000 | 7 | 60 | 40 | 98 | 0.85 | 1.51 | 2.36 |

# НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ

В качестве отражателя рассматривался бесконечный слой стали.

При расчетах загрузки контейнера ОТВС различных реакторов при газовом охлаждении сборки располагались по квадратной плотноупакованной решётке.

Результаты расчета загрузки контейнера ОТВС различных реакторов при газовом охлаждении приведены на рисунке 1.

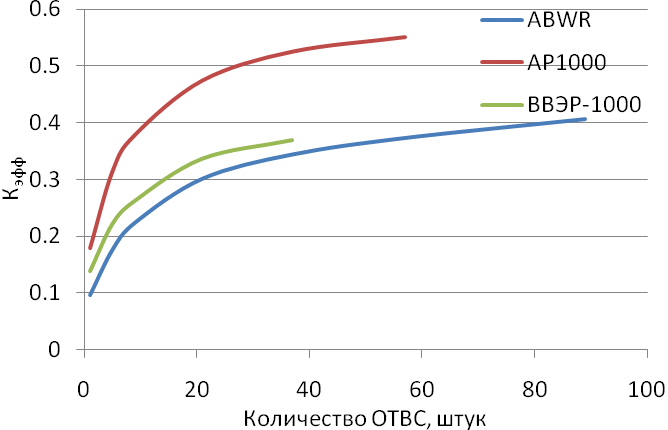


Рисунок 1 – Зависимость критичности от загрузки ОТВС при газовом охлаждении

Результаты расчета загрузки контейнера ОТВС различных реакторов при водяном охлаждении (та же квадратная плотноупакованная решётка, что и для случая газового охлаждения) приведены на рисунке 2.

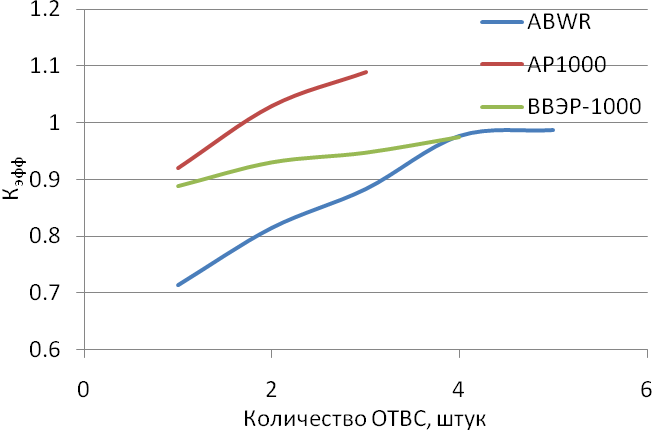


Рисунок 2 – Зависимость критичности от загрузки ОТВС при водяном охлаждении (плотноупакованная решётка)

Поскольку загрузка контейнера ОТВС по плотноупакованной решётке оказалась очень мала, так же рассматривался вариант расположения сборок по квадратной разреженной решётке (в шахматном порядке).

Результаты расчета загрузки контейнера ОТВС различных реакторов, расположенных по разреженной решётке при водяном охлаждении приведены на рисунке 24.

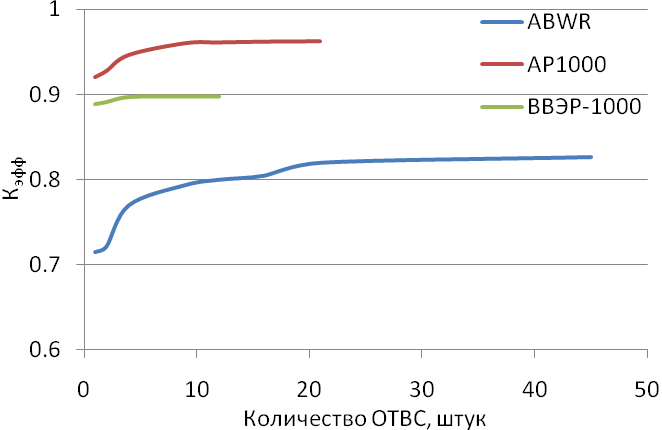


Рисунок 3 – Зависимость критичности от загрузки ОТВС при водяном охлаждении (разреженная решётка)

Кроме того, для случая водяного охлаждения исследовался вариант расположения сборок по квадратной плотноупакованной решётке в корзине из сплава MBL05. Этот материал представляет собой сплав алюминия с карбидом бора (5%) с естественным обогащением по 10В. Результаты расчета загрузки контейнера ОТВС различных реакторов для этого варианта приведены на рисунке 4.

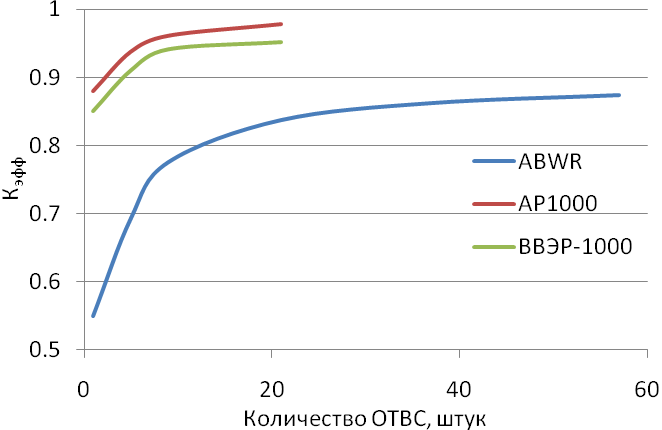


Рисунок 4 – Зависимость критичности от загрузки ОТВС при водяном охлаждении (плотноупакованная решётка, корзина из сплава MBL05)

# ЗАКЛЮЧЕНИЕ

## Расчет защиты от радиации:

Из рассмотренных вариантов конструкций наибольшую загрузку обеспечивают контейнеры с добавлением в защиту оксида обеднённого урана, причем защита на основе чугуна показывает наилучшие результаты. Наименьшую загрузку обеспечивает контейнер с защитой из чистого железобетона.

Вклад в формирование мощности дозы на поверхности контейнера от нейтронного и гамма излучений существенно зависит от типа используемой защиты. Так, при использовании защиты на основе железобетона основной вклад приходится на гамма излучение (мощность дозы от нейтронного излучения меньше на 1-3 порядка). А при использовании защиты на основе чугуна уже мощность дозы от гамма излучения в 3-10 раз меньше чем мощность дозы от нейтронов.

Влияние массогабаритных ограничений к конструкции контейнера несколько отличается при использовании различных вариантов защит. Так для защит на основе железобетона основным ограничивающим параметром выступают геометрические размеры контейнера, а для защит на основе чугуна – масса контейнера.

При жидкостном заполнении полости контейнера для большинства вариантов происходит уменьшение размеров контейнера по сравнению с вариантами с газонаполненным контейнером. Однако при отсутствии поглотителя в корзине, варианты с жидкостным заполнением полости чаще отличаются меньшей загрузкой ОТВС, из-за необходимости большего дистанционирования ОТВС друг от друга для непревышения ограничений по критичности.

Анализ результатов оценки применимости различных вариантов нейтронной защиты для газового заполнения полости контейнера показывает, что её влияние на мощность дозы от нейтронного излучения на поверхности контейнера пренебрежимо мало. Это объясняется большой долей нейтронов с высокими энергиями в спектре излучения источников, в то время как рассмотренные материалы нейтронной защиты способны хорошо поглощать низкоэнергетические нейтроны.

## Нейтронно-физические расчеты:

Из рассмотренных вариантов заполнения контейнера газовой или жидкостной средой, наименьшую критичность обеспечивает заполнение внутренней полости газами, причем разница по критичности для разных газов минимальна.

При газовом заполнении контейнера основным ограничивающим фактором на загрузку ОТВС является размер внутренней полости, а при жидкостном – расположение ОТВС и материал корзины.

При жидкостном заполнении полости контейнера наименьшая загрузка обеспечивается при расположении ОТВС по плотной решётке без поглощающего нейтроны материала корзины.

И для газового и для жидкостного охлаждения наименьшее значение критичности и, соответственно, наибольшая загрузка, наблюдается у ОТВС реактора ABWR, а наибольшее – у ОТВС реактора AP1000. Это объясняется как меньшей массой топлива в ОТВС ABWR, так и меньшим обогащением.

Результаты применения ограничений к конструкции контейнера, сформулированных на основании проведённых нейтронно-физических, расчетов радиационной защиты и других расчетов сведены в таблицу 4.

Таблица 4 – Рекомендуемые параметры контейнеров загруженных ОТВС различных реакторов для нескольких вариантов защит и охлаждения

| Вариант | Количество ОТВС | | | | | | Внутренний радиус, см | Толщина защиты | | Масса ТУК, тонна |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| ABWR | AP1000 | AP600 | ВВЭР-1000 | ВБЭР-300 | |
| Газовое охлаждение (или жидкостное по плотной решётке в корзине с поглотителем нейтронов) | | | | | | | | | | |
| Ж/б | 9 | 4 | 5 | 3 | 3 | | 40 | 85 | | 104 |
| Ж/б+DUO2 | 37 | 8 | 12 | 9 | 9 | | 80 | 45 | | 129 |
| Чугун | 21 | 6 | 9 | 7 | 7 | | 60 | 60 | | 130 |
| Чугун+DUO2 | 36 | 8 | 12 | 9 | 11 | | 75 | 45 | | 130 |
| Жидкостное охлаждение (по разреженной решётке в корзине без поглотителя нейтронов) | | | | | | | | | | |
| Ж/б | 8 | 4 | 4 | 4 | 4 | 45 | | 80 | 103 | |
| Ж/б+DUO2 | 25 | 8 | 12 | 8 | 8 | 75 | | 45 | 125 | |
| Чугун | 21 | 5 | 7 | 8 | 8 | 70 | | 50 | 130 | |
| Чугун+DUO2 | 21 | 6 | 9 | 8 | 8 | 65 | | 45 | 129 | |

# СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. . ПБПРМ-99. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. Агентство по атомной энергии Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан. Алматы 1999. [↑](#endnote-ref-1)
2. . ГОСТ Р51964-2002. Упаковка отработавшего ядерного топлива. Типы и основные параметры; введ. в действие 01.07.03 [↑](#endnote-ref-2)
3. . ГОСТ 26013-83. Комплекты упаковочные транспортные для отработавших тепловыделяющих сборок ядерных реакторов. Общие технические требования [↑](#endnote-ref-3)
4. . ПиНАЭ 5.6-86. Нормы строительного проектирования АС с реакторами различного типа. М., 1986 [↑](#endnote-ref-4)
5. . РБ-006-98. Определение исходных сейсмических колебаний грунта для проектных основ. М., 1998 [↑](#endnote-ref-5)
6. . ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Москва, 1989 [↑](#endnote-ref-6)
7. . ПнАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики. [↑](#endnote-ref-7)
8. . НП-0162000. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ); М., 2000 [↑](#endnote-ref-8)
9. . ПБЯ-06-08-77. Правила ядерной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива; М., 1978 [↑](#endnote-ref-9)
10. . Правила безопасного транспортирования радиоактивных материалов. Издание 1996 г. Требования. Серия безопасности. МАГАТЭ, Вена, 1996 [↑](#endnote-ref-10)
11. . Серия изданий по безопасности. Справочный материал по правилам МАГАТЭ по безопасной перевозке радиоактивных веществ (издание 1985 г.). Третье издание, МАГАТЭ, 1990 [↑](#endnote-ref-11)
12. . International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. Paris, September 2003. [↑](#endnote-ref-12)