

**ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ ҲУЗУРИДАГИ ИЛМИЙ
ДАРАЖАЛАР БЕРУВЧИ DSc.02/30.12.2019.ФМ/Т.33.01 РАҚАМЛИ
ИЛМИЙ КЕНГАШ**

ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ

КУНГУРОВ ФАХРУЛЛА РАХМАТУЛЛАЕВИЧ

**ВВР-СМ РЕАКТОРИДА КАМ БОЙИТИЛГАН ЁҚИЛГИГА ЎТИШ
ЖАРАЁНИДА АВАРИЯВИЙ ҲОЛАТЛАРНИ МОДЕЛЛАШТИРИШ**

01.04.01 – Экспериментал физиканинг асобoblари ва усуллари

**Техника фанлари доктори (DSc) диссертацияси
АВТОРЕФЕРАТИ**

Ташкент – 2022

**Техника фанлари доктори (DSc) диссертацияси
автореферати мундарижаси**

**Оглавление автореферата диссертации доктора (DSc)
технических наук**

**Content of the dissertation Abstract of the doctor (DSc)
on technical sciences**

Кунгуров Фахрулла Рахматуллаевич ВВР-СМ реакторида кам бойитилган ёқилғига ўтиш жараёнида авариявий ҳолатларни моделлаштириш.....	3
Кунгуров Фахрулла Рахматуллаевич Моделирование аварийных ситуаций в реакторе ВВР-СМ при конверсии на низкообогащенное топливо.....	31
Kungurov Fakhrulla Rakhmatullayevich Modeling accident situations in WWR-SM reactor during conversion to low enriched fuel.....	57
Эълон қилинган ишлар рўйхати Список опубликованных работ List of published works.....	61

**ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ ҲУЗУРИДАГИ ИЛМИЙ
ДАРАЖАЛАР БЕРУВЧИ DSc.02/30.12.2019.ФМ/Т.33.01 РАҚАМЛИ
ИЛМИЙ КЕНГАШ**

ЯДРО ФИЗИКАСИ ИНСТИТУТИ

КУНГУРОВ ФАХРУЛЛА РАХМАТУЛЛАЕВИЧ

**ВВР-СМ РЕАКТОРИДА КАМ БОЙИТИЛГАН ЁҚИЛГИГА ЎТИШ
ЖАРАЁНИДА АВАРИЯВИЙ ҲОЛАТЛАРНИ МОДЕЛЛАШТИРИШ**

01.04.01 – Экспериментал физиканинг асобoblари ва усуллари

**Техника фанлари доктори (DSc) диссертацияси
АВТОРЕФЕРАТИ**

Ташкент – 2022

Техника фанлари бўйича фан доктори (DSc) диссертацияси мавзуси Ўзбекистон Республикаси Вазирлар Маҳкамаси ҳузуридаги Олий аттестация комиссиясида В2021.2.DSc/T430 рақами билан рўйхатга олинган.

Докторлик диссертацияси Ўзбекистон Республикаси Фанлар академияси Ядро физикаси институтида бажарилган.

Диссертация автореферати уч тилда (ўзбек, рус, инглиз (резюме)) Илмий кенгаш веб-саҳифаси (www.inp.uz) ва «ZiyoNet» ахборот-таълим тармоғида (www.ziyounet.uz) жойлаштирилган.

Илмий маслаҳатчи:

Садиков Илхам Исмаилович

техника фанлари доктори, профессор

Расмий оппонентлар:

Бахрамов Сагдилла Абдуллаевич

физика-математика фанлари доктори, профессор,
Ўзбекистон Республикаси Фанлар академияси академиги

Зайнобиддинов Сирожиддин Зайнобиддинович

физика-математика фанлари доктори, профессор,
Ўзбекистон Республикаси Фанлар академияси академиги

Хужаев Саидахмад

техника фанлари доктори, катта илмий ходим

Етакчи ташкилот:

**Қозоғистон Республикаси энергетика вазирлиги
Ядро физикаси институти**

Диссертация ҳимояси Ядро физикаси институти ҳузуридаги DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 рақамли Илмий кенгашнинг 2022 йил _____ соат _____ даги мажлисида бўлиб ўтади. (Манзил: 100214, Тошкент ш., Улуғбек кўрғони, ЯФИ; тел. (+99871) 289-31-41; факс: (+99871) 289-36-65; e-mail: info@inp.uz).

Диссертация билан Ядро физикаси институтининг Ахборот-ресурс марказида танишиш мумкин (_____ рақами билан рўйхатга олинган). (Манзил: 100214, Тошкент ш., Улуғбек кўрғони, ЯФИ; тел. (+99871) 289-31-19).

Диссертация автореферати 2022 йил « ____ » _____ куни тарқатилди.
(2022 йил « ____ » _____ даги ____ рақамли реестр баённомаси)

М.Ю. Ташметов

Илмий даражалар берувчи илмий
кенгаш раиси, ф.-м.ф.д, профессор

О. Р. Тожибоев

Илмий даражалар берувчи илмий
кенгаш илмий котиби, ф.-м.ф. PhD,
катта илмий ходим

Э.М. Турсунов

Илмий даражалар берувчи илмий
кенгаш ҳузуридаги илмий семинар раиси,
ф.-м.ф.д, профессор

КИРИШ (докторлик (DSc) диссертацияси аннотацияси)

Диссертация мавзусининг долзарблиги ва зарурати. Бугунги кунга қадар дунёнинг 53 та давлатида 220 га яқин тадқиқот реакторлари ишламоқда, улардан 171 таси юқори даражада бойитилган уранда ишлайдиган фаол зона билан қурилган. Ядровий материалларнинг тарқалиш хавфини глобал камайтириш ташаббуси доирасида 1980-йилларнинг ўрталаридан бошлаб янги тадқиқот ядро объектларини қуриш деярли тўхтатилди, уларни эксплуатациядан чиқариш ёки кам бойитилган ёқилғига ўтказиш жараёни устувор бўлиб қолди. Реакторни кам бойитилган ёқилғига конверсия қилишда ва реакторнинг кам бойитилган ёқилғига ўтказишдан кейинги ишлаш вақтида юзага келиши мумкин бўлган авария ҳолатларини таҳлил қилишнинг зарурий кўлами бўйича Халқаро Атом Энергияси Агентлигининг (ХАЭА) умумий талаблари мавжуд.

Ҳозирги вақтда дунёда юқори даражада бойитилган ёқилғида ишлайдиган тадқиқот реакторлари аста-секин кам бойитилган ёқилғига ўтмоқда. Ҳар бир тадқиқот реактори бошқа реакторлардан фаол зонасининг геометрияси, вертикал ва горизонтал каналлар сони, иссиқлик ажратувчи йиғилмасининг (ИАЙ) ўлчамлари ва конфигурацияси, уларнинг реактор фаол зонасидаги сони, нейтрон қайтаргичлари, совутиш усули билан фарқ қилади. Шунинг учун ҳар бир тадқиқот реакторининг хавфсизлигини ҳар тарафлама таҳлил қилиш долзарб ва устувор вазифадир.

Республикамизда илмий-тадқиқот ва синов реакторларида ёқилғи бойитилганлигини камайтириш дастури доирасида 1998 йилдан бошлаб ВВР-СМ реакторини 36% бойитилган ИРТ-3М туридаги ёқилғига, 2009 йилдан эса 19,7% бойитилган ИРТ-4М туридаги ёқилғига ўтказиш бошланди. Бойитиш даражасини камайтириш билан бирга керакли нейтронлар оқимини таъминлаш учун ишлаб чиқарувчилар ИАЙдаги ^{235}U нинг массаси ва зичлигини оширдилар. Бу ИАЙ материалларининг қалинлигини, ИАЙ материалларига иссиқлик ва радиация нагрузкасини, шунингдек, бутун реакторнинг нейтрон-физикавий ва иссиқлик-гидравлик хусусиятларини ўзгартиради. Назорат қилувчи органларнинг талабларига мувофиқ, шунингдек, ядро реакторининг хавфсиз ишлашини таъминлаш учун, унинг барча ишлаш режимлари ва фаол зонанинг барча конфигурацияси учун реактор хусусиятларини ҳисоблаш, шунингдек, ҳар хил туридаги ИАЙларини аралаш режимларда ишлатишда бўлиши мумкин бўлган барча авария ҳолатларини моделлаштириш зарур.

Ўзбекистон Республикаси Президентининг 2017 йил 7 февралдаги ПФ-4947-сон “Ўзбекистон Республикасини янада ривожлантириш бўйича Ҳаракатлар стратегияси тўғрисида” фамони, 2019 йил 7 февралдаги ПП-4165-сон “Ўзбекистон Республикасида 2019-2029 йилларда атом энергетикасини ривожлантириш концепциясини тасдиқлаш тўғрисида”, 2019 йил 21 ноябрдаги ПҚ-4526-сон “Ядро физикаси институти илмий-тадқиқот фаолиятини қўллаб-қувватлаш чора-тадбирлар тўғрисида” қарорлари ҳамда

ушбу соҳадаги бошқа меъёрий-ҳуқуқий ҳужжатларда белгиланган вазифаларни амалга оширишда ушбу диссертация тадқиқоти муайян даражада хизмат қилади.

Тадқиқотнинг Ўзбекистон республикаси фан ва технологиялари ривожланишининг устувор йўналишларига мослиги. Мазкур тадқиқот республика фан ва технологиялари ривожланишининг II. «Энергетика, энергия тежамкорлиги ва муқобил энергия манбалари» устувор йўналиши доирасида бажарилган.

Диссертация мавзуси бўйича хорижий илмий тадқиқотлар шарҳи¹. Тадқиқот ва синов реакторларида ёқилғи бойитилганлик даражасини камайтириш бўйича халқаро дастур (RERT) доирасида дунёнинг етакчи илмий марказлари тадқиқот реакторларини кам бойитилган ёқилғига конверсия қилиш устида ишламоқдалар. Улар орасида LVR-15 реактори (Чехия), ВВР-К реактори (Қозоғистон), Тажура ИРТ-1 реактори (Ливия), ВRR (Венгрия) ва бошқа реакторлар бор.

2011 йилдан бошлаб 10 МВт қувватга эга LVR-15 тадқиқот реакторида ИРТ-2М билан биргаликда ИРТ-4М туридаги ядро ёқилғиси ишлатила бошланди, бунда иссиқ нейтронлар оқимининг зичлиги 10% га камайди; қуввати 6 МВт бўлган ВВР-К реактори 2016 йилдан бошлаб ВВР-Ц туридаги кам бойитилган 19,7% ёқилғида ишлашни бошлади; 10 МВт қувватга эга Тажура ИРТ-1 реактори ЮБУ (ИРТ-2М)да 1983 йилдан ишлашни бошлаган, ҳозирда ИРТ-4М туридаги КБУ ёқилғиси ишлатилади; 2012 йилдан бошлаб Будапешт тадқиқот реактори ВRR уран-235 изотопи бўйича 20% бойитилган ВВР-М2 туридаги КБУ ёқилғисидан фойдаланишни бошлади. Барча реакторлар учун хавфсизлик таҳлиллари ўтказилди ва янги КБУли фаол зона конфигурацияси хавфсиз эканлиги ва рухсат этилган иш параметрлари стационар ҳолатларда ҳам, ўтиш жараёнларида ҳам ошиб кетмаслиги кўрсатилди.

ХАЭА ташаббуси бўйича АҚШ ва Россия ҳукуматлари иштирокида тадқиқот реакторларини 1978 йилдан бошлаб босқичма-босқич кам бойитилган ёқилғига ўтказиш бошланди. ХАЭА тадқиқот реакторларини конверсия қилишда ёки уларни эксплуатациядан чиқаришда ёрдам берган давлатлар орасида Австрия, Болгария, Венгрия, Вьетнам, Гана, Грузия, Қозоғистон, Хитой, Латвия, Ливия, Мексика, Нигерия, Польша, Португалия, Руминия, Сербия, Ўзбекистон, Украина, Чехия, Чили ва Ямайка давлатлари бор. Бугунги кунда Гана ва Нигериядаги тадқиқот реакторларини конверсия қилишда ёрдам бериш ишлари давом этмоқда.

Тадқиқот реакторларини конверсия қилиш бўйича қуйидаги устувор йўналишларда тадқиқотлар олиб борилмоқда: юқори бойитилган урандан фойдаланмай бажариладиган технологияларга ўтишни рағбатлантириш механизмларини жорий этиш, ядро материални жисмоний ҳимоя қилиш,

¹Диссертация мавзуси бўйича хорижий илмий тадқиқотлар шарҳи https://scienceandglobalsecurity.org/ru/archive/2002/01/the_conversion_of_research_rea.html, <https://www.atomic-energy.ru/news/2020/02/26/101701> ва бошқа манбалар асосида амалга оширилди.

тиббий радиоизотопларни ишлаб чиқаришда кам бойитилган уран нишонларидан фойдаланиш, ядро қуролини тарқатмаслик ва ядро хавфсизлигини мустаҳкамлаш.

Муаммонинг ўрганилганлик даражаси. Дунёда кўплаб тадқиқот реакторлари юқори даражада бойитилган уранда ишлаган, бу эса ядровий материалнинг тарқалиш хавфини юзага келтирган. 1970-йилларнинг охирида ХАЭА томонидан кўллаб қувватланган, тадқиқот реакторларини эксплуатацион хусусиятларига зиён етказмасдан кам даражада бойитилган ёқилғига (20% дан кам) ўтказиш бўйича битимлар имзоланди. Тадқиқот реакторлари учун уран-235 бўйича 20% дан кам бойитилган иссиқлик ажратувчи йиғилмаларини ишлаб чиқиш, шунингдек, нейтрон-физикавий ҳисоблар ва хавфсизлик таҳлиллари билан кўплаб тадқиқотчилар шуғулланишган ва шуғулланишмоқда, жумладан россиялик (П.М. Егоренко, В.А. Насонов, А. Талиев, А.А. Енин, А.В. Ватулин, А.Н. Ерыкалов, Ю.В. Петров, Н.В. Архангельский, К.А. Коноплев, А.Л. Ижutow), америкалик (N. Hanan, Jordi Roglans-Ribas, G. Hofman, Arne P. Olson, J. Matos), қозғистонлик (Ф.М. Аринкин, П.В. Чақров, Л.В. Чекушина, И. Добрикова, Ш.Х. Гизатулин, К.К. Кадыржанов, А.А. Шаймерденов), жанубий корейлик (Jong Man Park, Sangik Wu, C. Kim), чехиялик (A. D'ambrosio, J. Kysela, J. Ernest, M. Marek), ўзбекистонлик (Б.С. Юлдашев, У.С. Салихбаев, И.И. Садиқов, С.А. Байтелесов) ва бошқа олимлар.

Жаҳонда олиб борилган тадқиқотлар натижасида кам бойитилган уран-молибден, уран-силицид ва уран-диоксид ёқилғиси ишлаб чиқариш технологиялари яратилди. Новосибирск (Россия) кимёвий концентрантлар заводида тадқиқот реакторлари учун ^{235}U бўйича бойитилганлик даражаси 20% дан кам бўлган ВВР-М2 ва ИРТ-4М туридаги ИАЙларини ишлаб чиқаришни бошлади ва Венгрия, Украина, Вьетнам, Чехия, Ўзбекистон, Ливия, Болгария, Шимолий Корея давлатларига етказиб берилди. Бироқ, барча ИАЙлари бир-биридан геометрик ўлчамлари, шакли, иссиқлик ажратувчи элементлар деворининг қалинлиги, иссиқлик ажратувчи элементлар орасидаги тирқишлар, уран миқдори, иссиқлик ажратувчи элементларнинг материаллари, ёқилғи матрицаси ва бошқалари билан фарқ қилади.

ВВР-СМ реакторини кам бойитилган ёқилғига ўтказиш учун катта ҳажмда нейтрон-физикавий, иссиқлик-гидравлик ва иссиқлик техникавий ҳисоб-китобларини, шунингдек авария ҳолатларини моделлаштириб хавфсизлик таҳлилинини ўтказиш зарур эди.

Диссертация тадқиқотининг диссертация бажарилган илмий-тадқиқот муассасасининг илмий-тадқиқот ишлари режалари билан боғлиқлиги. Диссертация иши ЎЗР ФА Ядро физикаси институтининг илмий-тадқиқот ишлари режасининг № ФА-14-Ф-062 “ВВР-СМ илмий тадқиқот реакторининг эксплуатацион параметрларини конверсиядан кейин такомиллаштириш” (2009-2011), № ФА-Ф2-Ф075+Ф070 “Реактор ва юқори ҳароратли ўта ўтказгич материалларининг ўзига хос электрик, иссиқлик ва техник хоссаларини тадқиқ этиш” (2012-2016), № Ф2-ФА-Ф112 “Ядро

материясининг хусусият ва ҳолатларини юқори ва қуйи энергияларда тадқиқ қилиш” (2012–2016), № ФА-А3-Ф004 “ЎзР ФА ЯФИ ВВР-СМ ядро реакторининг ёқилғи циклларини оптималлаштириш ва параметрларини назорат қилиш усулларини ишлаб чиқиш” (2018-2020), № БФ2-Ф006 “Бўлиниш маҳсулотларининг ва трансуранин маҳсулотларининг активлигини минималлаштириш ва уларнинг ВВР-СМ ядро реакторининг конструкцион материалларига таъсирини тадқиқ қилиш” (2017-2020), № ФА-Атех-2018 - (175+170) “Ёқилғи циклларини оптималлаштириш усулларини яратиш ва ВВР-СМ ядро реакторини параметрларини назорати” (2018-2020) мавзусидаги илмий лойиҳалар ҳамда 6F-01024-рақамли АҚШнинг Аргон миллий лабораторияси “Ўзбекистон Республикасининг Улуғбек шаҳарчасида жойлашган ВВР-СМ реакторини уран бўйича кам бойитилган ИРТ-4М ёқилғисига ўтиш жараёнини қўллаб-қувватлаш бўйича таҳлил” (2006-2009) мавзусидаги шартномаси доирасида бажарилган.

Тадқиқотнинг мақсади ВВР-СМ тадқиқот ядро реакторини эксплуатация қилиш ва ИРТ-4М туридаги кам бойитилган уран-235 ёқилғисига ўтказиш жараёнида ядровий ва радиациявий хавфсизликни таъминлаш шартларини илмий асослаш ва юзага келиши мумкин бўлган авария ҳолатларини моделлаштиришдан иборат.

Тадқиқотнинг вазифалари:

ВВР-СМ реакторини 19,7% гача U-235 изотопи билан бойитилган уран диоксиди ёқилғисининг ИРТ-4М туридаги 6 қувурли ИАЙни фаол зонада фойдаланишга ўтказишда реактор хавфсизлиги таҳлилинини бажариш;

фаол зонада ИРТ-3М ва ИРТ-4М туридаги ИАЙларидан фойдаланишда кинетик параметрлар ва реактивлик коэффициентларини аниқлаш;

реактор бошқарув стерженларининг бошқарувсиз ҳаракатга ўтиши билан юзага келиши мумкин бўлган ҳолатларни ҳисоблаш;

реактор совутиш тизимидаги авария ҳолатларини ҳисоблаш ва таҳлил қилиш;

электр таъминоти тизимида, ядро ёқилғилари сақланадиган жойларда юзага келиши мумкин бўлган авария ҳолатларини таҳлил қилиш ва уларнинг оқибатларини баҳолаш;

экспериментал асбоб-ускуналар ва қурилмаларда авария ҳолатларининг оқибатларини аниқлаш;

энг оғир авария ҳолатларини таҳлил қилиш, ходимлар ва аҳолининг радиациявий юкланишини баҳолашни амалга ошириш;

лойиҳадан ташқари ва гипотетик аварияларнинг оқибатларини баҳолаш;

6 қувурли ва 8 қувурли ИРТ-4М туридаги ИАЙ бўлган реактор эксплуатациясидаги авария ҳолатларини/ўтиш жараёнларини кўриб чиқиш ва таҳлил қилиш;

ВВР-СМ реактори учун моделлаштирилган турли хил авария ҳолатларида кечадиган жараёнларнинг механизмларини изоҳлаш.

Тадқиқотнинг объектини ВВР-СМ тадқиқот реакторини кам бойитилган ёқилғига ўтказиш вақтида ва унинг кейинги кам бойитилган уран

(19,7%) ИРТ-4М иссиқлик ажратувчи йиғилмалари билан эксплуатация қилишда ВВР-СМ тадқиқот реакторининг ядро хавфсизлигини асослаш ташкил этади.

Тадқиқотнинг предметини уран-235 изотопи бўйича 19,7% гача бойитилган ИРТ-4М туридаги иссиқлик ажратувчи йиғилмаларидан фаол зонада фойдаланилганда турли хил авария ҳолатлари ташкил этади.

Тадқиқот усуллари. ИРТ-2D/РС, MCNP, WIMS, REBUS, PLTEMP махсус дастурий пакетлар асосида тадқиқ қилинаётган жараёнларни компьютер моделлаштириш усуллари.

Тадқиқотнинг илмий янгилиги қуйидагилардан иборат:

биринчи марта 24 та ИРТ-4М иссиқлик ажратувчи йиғилмалари, кириш сувининг температураси 45 °С ва қуввати 11 МВт бўлган реакторни одатдаги эксплуатация шароитида 6-қувурли ва 8-қувурли иссиқлик ажратувчи йиғилмалари билан 1чи, 4чи, 7чи ва 10чи аралаш фаол зоналар учун ишлатиш хавфсизлиги исботланган;

ВВР-СМ реакторида авария ҳолатлари/ўтиш жараёнларининг 27 та модели ҳисоблаб чиқилган ва таҳлил қилинган, бу биринчи марта реакторни кам бойитилган уран ёқилғисига хавфсиз ўтказиш имконини берган;

“янги” ёқилғини сақлашда уни сув билан тўлишининг фарзидий ҳолатида $k_{эф} < 0,52$ ва ишлатилган иссиқлик ажратувчи йиғилмалар сақлаш жойида $k_{эф} < 0,82$ эканлиги, яъни чуқур критик ҳолати ядровий хавфсизлик қоидаларига кўра рухсат этилган қийматдан $k_{эф} < 0,95$ паст эканлиги аниқланган;

биринчи марта алоҳида иссиқлик ажратувчи йиғилмалари суюқланиши билан содир бўладиган аварияни моделлаштиришда реакторнинг санитар-ҳимоя зонаси чегарасида (1000 м) радиоактив булут ташқи нурланишининг дозаси бутун инсон танаси учун 0,25 Зв ва қалқонсимон без учун 3 Зв чегарасида бўлиши ҳисобланган, бу авария ҳолатларида рухсат этилган дозалардан сезиларли даражада паст;

биринчи контур насосларида электр таъминотининг узилиши авария ҳолатига олиб келмаслиги ва барча фаол зоналар учун сув сарфининг 80% дан пастга тушиши ҳақидаги сигнал бўйича реактор тўхташи кўрсатилган;

ВВР-СМ реактори биринчи контур қувурининг фавқулодда тўлиқ ёрилганда сув сарфи 0,245 м³/соат эканлиги, бунда минимал талаб қилинадиган сув сарфидан 2,2-3,2 баравар юқори эканлиги кўрсатилган;

моделлаштириш натижасида реактор бакига совуқ сув кириб кетганда авариядан ҳимоя қилиш тизими томонидан реактор тўхтатилиши кўрсатилган.

Тадқиқотнинг амалий натижалари қуйидагилардан иборат:

нейтрон-физикавий ва иссиқлик-гидравлик ҳисоб-китоблари ва кўриб чиқилган авария ҳолатларининг таҳлили асосида реактор кам бойитилган ИРТ-4М ёқилғисига ўтказилганда хавфсизлик тизими юзага келиши мумкин бўлган авария ҳолатларини муваффақиятли бартараф эта олиши кўрсатилган;

ВВР-СМ реакторининг уран-235 изотопи билан 19,7% бойитилган 6-қувурли ва 8-қувурли ИРТ-4М иссиқлик ажратувчи йиғилмаларидан фойдаланган ҳолда ишлашининг ядровий хавфсизлиги асосланган;

совуқ сув реактор бакига кирганда барча фаол зоналар учун 12 МВт қувватдан ошиб кетганлиги ҳақида сигнал пайдо бўлиши ва реакторнинг авариядан ҳимоя қилиш тизими томонидан ўчирилиши аниқланган;

реактор бошқарув стерженларининг бошқарувсиз ҳаракатланишида реакторни авария ҳолатидан ҳимоя қилиш тизими қувватнинг ошиши сабабли авария ҳолатларини юзага келтирмасдан занжир реакциясини тўхтатиши аниқланган.

Тадқиқот натижаларининг ишончлилиги физик эксперимент ва назарий таҳлилда замонавий усуллар мажмуасининг қўлланилганлиги, натижаларнинг яхши такрорланиши, аниқ физикавий моделларнинг яратилиши ва хулосаларнинг умумий физика қонунларига қарши келмаслиги билан асосланади.

Тадқиқот натижаларининг илмий ва амалий аҳамияти. Натижаларнинг илмий аҳамияти тадқиқот реакторлари хавфсизлигини, реакторнинг турли хил авария ҳолатлари ва ўтиш жараёнларига жавоб қайтаришини таҳлил қилишда катта ҳисса қўшадиган илмий қоидалар ишлаб чиқишдан иборатдир. Натижаларнинг амалий аҳамияти ВВР-СМ реакторини кам бойитилган ядро ёқилғисидан фойдаланишга хавфсиз ўтказиш, шунингдек, реакторнинг ишлаш хавфсизлигини ошириш ва авария ҳолатларининг оқибатларини минималлаштириш мақсадида авария насоси ва авария вентиляциясини ўрнатишдан иборат.

Тадқиқот натижаларининг жорий қилиниши. ВВР-СМ ядро реакторини кам бойитилган ядро ёқилғисига конверсия қилишдаги авария ҳолатларини моделлаштириш бўйича олинган натижалар асосида:

хавфсизлиги исбот қилинган 24 та ИРТ-4М иссиқлик ажратувчи йиғилмаларидан иборат фаол зона, кириш сувининг ҳарорати 45 °С ва оддий шароитда реакторни 11 МВт қувватда ишлатиш имконияти ЎзР ФА Ядро физикаси институтининг ВВР-СМ реакторида фойдаланилган (ЎзР Фанлар академиясининг 2022 йил 7 февралдаги № 2/1255-266-сон маълумотномаси). Натижаларнинг қўлланилиши реакторни юқори бойитилган уран ёқилғиси билан ишлашдан кам бойитилган уран ёқилғисига хавфсиз ўтказиш имконини берган;

ВВР-СМ реакторида авария ҳолатлари/ўтиш жараёнларининг ҳисобланган ва таҳлил қилинган моделлари Қозоғистон Республикаси Энергетика вазирлиги Ядро физикаси институтининг ВВР-К реакторида кам бойитилган ёқилғи билан ВВР-К тадқиқот реактори хавфсизлик таҳлили тўғрисидаги ҳисоботини ишлаб чиқишда фойдаланилган (Қозоғистон Республикаси Энергетика вазирлиги Ядро физикаси институтининг 2021 йил 20 октябрдаги 34-15.08-12/1181-сон маълумотномаси). Натижаларнинг қўлланилиши ВВР-К тадқиқот реакторини кам бойитилган уран ёқилғисига ўтказиш хавфсизлигини асослаш имконини берган;

алоҳида иссиқлик ажратувчи йиғилмасининг суюқланиши билан содир бўладиган аварияни моделлаштиришда реактор санитар-ҳимоя зонаси чегарасида радиоактив булут ташқи нурланишининг ҳисобланган дозавий

таъсири ЎзР ФА Ядро физикаси институтининг ВВР-СМ реакторида фойдаланилган (ЎзР Фанлар академиясининг 2022 йил 7 февралдаги № 2/1255-266-сон маълумотномаси). Натижаларнинг қўлланилиши реакторнинг хавфсиз ишлашини таъминлаш имконини берган;

ВВР-СМ реактори биринчи контур қувурининг фавқулодда тўлиқ кўндаланг ёрилгандаги минимал сув сарфи, ВВР-СМ реакторида авария ҳолатлари/ўтиш жараёнларининг ҳисобланган ва таҳлил қилинган моделлари ЎзР ФА Ядро физикаси институтининг ВВР-СМ реакторида фойдаланилган (ЎзР Фанлар академиясининг 2022 йил 7 февралдаги № 2/1255-266-сон маълумотномаси). Натижаларнинг қўлланилиши реакторни кам бойитилган уран ёқилғиси билан ишлашга хавфсиз ўтказиш имконини берган, ҳозирги вақтда реактор ИРТ-4М туридаги кам бойитилган ёқилғидан тўлиқ хавфсиз режимда фойдаланмоқда.

Тадқиқот натижаларининг апробацияси. Диссертация ишининг асосий натижалари 8 та халқаро ва республика конференцияларида муҳокама қилинган.

Тадқиқот натижаларининг эълон қилиниши. Диссертация мавзуси бўйича жами 19 та илмий иш, шулардан Ўзбекистон Республикаси Олий аттестация комиссиясининг докторлик диссертациялари асосий илмий натижаларини чоп этиш учун тавсия этилган илмий журналларда 10 та мақола, шундан 4 таси хорижий журналларда нашр этилган.

Диссертация тузилиши ва ҳажми. Диссертация кириш, тўртта боб, хулоса ва фойдаланилган адабиётлар рўйхатидан иборат. Диссертациянинг ҳажми 179 бетни ташкил этади.

ДИССЕРТАЦИЯНИНГ АСОСИЙ МАЗМУНИ

Кириш қисмида ўтказилган тадқиқотларнинг долзарблиги ва зарурати асосланган, тадқиқотнинг мақсади ва вазифалари, объект ва предмети тавсифланган, тадқиқотнинг илмий янгилиги ва амалий натижалари баён қилинган, олинган натижаларнинг илмий ва амалий аҳамияти очиқ берилган.

Диссертациянинг “**Тадқиқот реакторларини кам бойитилган ёқилғига ўтказиш ва ўтиш вақтида реактор параметрларини текшириш**” деб номланган биринчи бобида адабиётларда эълон қилинган тадқиқот реакторларида фойдаланиш учун ёқилғини бойитиш даражасини камайтириш бўйича муаммолар келтирилган. Адабиётларда ёқилғи матрицасида кам бойитилган уранни (^{235}U бўйича 20% гача бойитилган) зичроқ жойлаштириш билан янги турдаги ёқилғини яратиш бўйича ишлар акс эттирилган.

Ёқилғининг уран-диоксидли, уран-молибденли, уран-силицидли турли хил комбинациялари кўриб чиқилган. Энг истиқболли ёқилғи 5 г U/см^3 зичликдаги ёқилғи ҳисобланади. Бундан ташқари, мақолаларда тадқиқот реакторларининг фаол зонасини ҳисоблаш учун фойдаланиладиган дастурлар баён қилинган. Ушбу дастурлар нейтрон-физикавий ва иссиқлик-гидравлик

ҳисоб-китобларни, авария ҳолатларни/ўтиш жараёнларни ҳисоблаш имконини беради. Реакторнинг эксплуатация пайтида ядро ва радиациявий хавфсизлигини баҳолаш учун ҳисоб-китоблар зарур. Ушбу дастурнинг бир нечтаси диссертация муаллифи томонидан ВВР-СМ реакторини кам бойитилган ёқилғисига ўтказишдаги авария ҳолатларини моделлаштиришда ишлатилган.

Диссертациянинг **“ВВР-СМ ядро реакторининг юқори бойитилган уранли ёқилғи, биринчи аралаш юқори бойитилган уран ва кам бойитилган уранли ёқилғи ва тўлиқ кам бойитилган уранли ёқилғидан иборат фаол зоналарининг ўтиш жараёнлари/аварияларининг таҳлили натижалари”** деб номланган иккинчи бобида реактор фаол зонасида (ф.з.) ишлатиладиган ИРТ-3М ва ИРТ-4М ёқилғи йиғилмаларининг хусусиятлари, реактор фаол зонаси тавсифи ва конверсия жараёнларининг тавсифи келтирилган.

Конверсия жараёни маълум вақт ичида 9 босқичда ўтказилди. Нейтрон-физикавий ва иссиқлик-гидравлик ҳисоб-китоблар, шунингдек 10 та ф.з. учун авария ҳолатларини ҳисоблаш амалга оширилди:

1. Юқори бойитилган уранли ф.з.– 18 дона ИРТ-3М ИАЙ
2. Биринчи аралаш ф.з.– 16 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 4 дона ИРТ-4М ИАЙ.
3. Иккинчи аралаш ф.з.– 14 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 6 дона ИРТ-4М ИАЙ.
4. Учинчи аралаш ф.з.– 12 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 8 дона ИРТ-4М ИАЙ.
5. Тўртинчи аралаш ф.з.– 10 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 10 дона ИРТ-4М ИАЙ.
6. Бешинчи аралаш ф.з.– 8 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 12 дона ИРТ-4М ИАЙ.
7. Олтинчи аралаш ф.з.– 6 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 14 дона ИРТ-4М ИАЙ.
8. Еттинчи аралаш ф.з.– 4 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 16 дона ИРТ-4М ИАЙ.
9. Саккизинчи аралаш ф.з.– 2 дона ИРТ-3М ИАЙ ва 18 дона ИРТ-4М ИАЙ.
10. Кам бойитилган уранли ф.з.– 20 дона ИРТ-4М ИАЙ.

Диссертацияда уч хил фаол зона учун – юқори бойитилган уранли ф.з., биринчи аралаш ф.з. ва кам бойитилган уранли ф.з. учун авария ҳолатлар/ўтиш жараёнларининг ҳисоб китоблари келтирилган. 2 дан 8 гача бўлган аралаш ф.з. учун ҳисоб китобларнинг тушириб қолдирилиши, реакторнинг кинетик параметрларининг зонадан зонага сезиларли ўзгармаслиги, шунингдек диссертация ҳажмининг чекланганлиги билан боғлиқ.

Қуйида хавфсизлик таҳлилинини ўтказиш учун фойдаланиладиган усуллар ва дастурлар баён қилинган.

2 гуруҳли кесимларни яратиш учун ёнишни ҳисоблаш дастури IRT-2D учун зарур бўлган WIMS-ANL дастуридан фойдаланилган. Сўнгра 2 гуруҳли кесимлар IRT-2D дастурида цикллар бўйича ёнишни таҳлил қилиш учун ишлатилган. Ёқилғи композицияларининг ёниш таҳлили натижаларини олишда MCNP4C батафсил моделдан фойдаланилган. Ушбу MCNP4C модели барча статик ҳолатлар нейтрон-физикавий таҳлилларини бажариш учун фойдаланилган, бу эса статик ҳолатдаги иссиқлик-гидравлик ва ўтиш жараёнларидаги хавфсизлик таҳлиллари учун зарур бўлган қувват зичлиги ва кинетик параметрлари ҳақида батафсил маълумотлар тақдим этди.

МСНР дастурида олинган натижалар асосида иссиқлик-гидравлик ҳисоб-китобларни амалга ошириш учун PLTEMP дастуридан фойдаланилган.

Ўтиш жараёнларининг хавфсизлик таҳлили ҳисоб-китоблари PARET дастуридан фойдаланилди, натижалар қуйида келтирилган.

Ўтиш жараёнлари белгиланган максимал қувватдан бошланади, яъни юқори бойитилган уранли ф.з. учун 10 МВт ва бошқа барча қолган ф.з. учун 11 МВт ташкил қилади; қувват ошиб кетиши бўйича авария ҳолатларида ўчириш созуламалари барча ф.з. учун 12 МВтни ташкил этади.

Ҳар қандай белгиланган нуқтадан ошиб кетиш ва ф.з. бошқарув стерженларнинг ҳаракатни бошлаш ўртасидаги тутилиш вақти 0,1 секундни ташкил этади. Реактор ишлаётган вақтида авария ҳолатда тўхтаганида авария ҳолатларидан ҳимоя қилувчи (АХ) учта стержен кўтарилган ҳолатидан тўлиқ ва олтита компенсацияловчи стерженлар (КС) критик ҳолатидан пастга тушади; олтита компенсацияловчи стерженларнинг тушиши (консерватив равишда) қуйидаги ҳисоб-китобларда ҳисобга олинмайди. Авария ҳолатларидан ҳимоя қилишда 0,6 м узунликдаги стерженнинг тўлиқ тушиши 0,5 секундда рўй беради. Компенсацияловчи стерженлар 35 мм/с доимий тезлик билан фаол зонага тўлиқ киритилади. Биринчи контурнинг учта насоси реактивликнинг киритилишидан келиб чиқадиган ўтиш жараёнлари учун авария ҳолатида тўхташдан кейин ҳам ишлашда давом этади.

Биринчи контур насослари томонидан совутиш суви таъминоти электр узилишидан кейин 4 секунд ичида деярли нолгача камаяди. Кичик ёрдамчи насос батарея қуввати билан 100 м³/соат тезликда узликсиз ишлайди.

Кинетик параметрлари ва реактивлик коэффициентларини ҳисоблаш амалга оширилди. Улар авария/ўтиш жараёнларидан кейин фаол зонанинг жавобини аниқлашда муҳим аҳамиятга эга.

Шунингдек юқори бойитилган уран (ЮБУ) ф.з., биринчи аралаш ф.з. ва кам бойитилган уран (КБУ) ф.з. учун киритилган реактивликлар ҳисоблаб чиқилган.

Диссертация иши нейтрон-физикавий ва иссиқлик-гидравлик ҳисоблари, шунингдек қуйида кўрсатилган ўтиш жараёнлари/авария ҳолатларини таҳлил қилишни ўз ичига олади:

1. Автоматик бошқарув стерженининг чиқиши.
2. Компенсацияловчи стерженларнинг чиқиши.
3. Электр узилиши натижасида биринчи контур совутиш насосларини ўчиши.
4. ВВР-СМ ядро реакторида иссиқлик ажратувчи йиғилмалардан бўлиниш маҳсулотларининг чиқиш эҳтимолини моделлаштириш – совутиш сувига бегона жисмнинг кириб қолиши натижасида битта иссиқлик ажратувчи йиғилма (ИАЙ) орқали совутиш суви оқимининг тўхтаб қолиши.
5. Иссиқлик ажратувчи йиғилмасининг фаол зона ячейкасига қулаши
6. Совутиш сувининг йўқолиши – биринчи контур қувурининг ёрилиши ёки авария ҳолатида сув билан таъминлаш тизимининг марказий бак билан бир вақтда ишдан чиқиши.

7. Фаол зонага совуқ сув қўшилиши.
8. Экспериментал қурилмалар ёрдамида реактивликни ошириш.
9. Авария ҳолатларидан ҳимоя қилувчи стерженларнинг ўз-ўзидан чиқиши.
10. Компенсацияловчи стерженларнинг иш органидан ўз-ўзидан чиқиши.
11. Компенсацияловчи стерженлар сиқиб чиқарувчисининг сув билан алмаштирилиши.
12. ВВР-СМ реактори фаол зонаси учун нейтрон-физикавий ва статик иссиқлик-гидравлик таҳлили.
13. ЎзР ФА ЯФИ ВВР-СМ реактори фаол зонасида ИРТ-4М типигаги 6 ва 8 қувурли ИАЙ лар учун ўтиш жараёнлари/авария таҳлиллари натижалари.
14. Фаол зонадаги 6 ва 8 қувурли ИАЙларининг ўтиш жараёнлари учун нейтрон характеристикалари.
15. Фаол зонадаги 6 ва 8 қувурли ИАЙлари учун компенсацияловчи стерженларнинг чиқиши.
16. Фаол зонадаги 6 ва 8 қувурли ИАЙлари учун электр манбаининг йўқолиши сабабли совутиш насосларининг ўчиб қолиши.
17. 6 ва 8 қувурли ИАЙларининг фаол зонасидаги иссиқлик ажратувчи йиғилманинг фаол зона ячейкасига қулаши.
18. 6 ва 8 қувурли ИАЙларининг фаол зонасидаги иссиқлик ажратувчи йиғилманинг фаол зонага қулаши.
19. Биринчи контур қувурининг фавқулудда тўлиқ кўндаланг ёрилиши.
20. Сақлаш вақтида ёқилғи критиклигининг таҳлили.
21. Изоляция сифатининг йўқолиши ёки АБ ионлаштириш камерасининг кабел алоқасидаги узилиш.
22. Қопқоқнинг жуда тез ёпилиши.
23. Лойиҳалаштирилган авария – биринчи контур қувурининг ёрилиши билан сув билан таъминлаш тизимининг бир вақтда ишдан чиқиши.
24. Иккинчи контурнинг ишлашидаги носозликлар.
25. Ишлатилган ёқилғи сақлагичга янги ИАЙсининг тушиб кетиши.
26. Ишлатилган ёқилғи сақлагичга бегона нарсаларнинг тушиб кетиши
27. Янги ёқилғи сақлагичга сув кириши.

Қуйидаги ўтиш жараёнлари/авария ҳолатлари таҳлил қилинади:

- Автоматик бошқарув стерженларининг чиқиши;
- Компенсацияловчи стерженларнинг чиқиши;
- Электр таъминотининг йўқолиши;
- ИАЙларининг блокланиши;
- Изоляциянинг бузилиши (электрик) ёки назорат ва ўлчаш асбоблари (КИП)даги автоматик назорат системасидан автоматик бошқарув стерженларининг узилиши;
- Иссиқлик ажратувчи йиғилмасининг фаол зона ячейкасига қулаши;
- Совутиш сувининг йўқолиши;
- Фаол зонага совуқ сув қўшилиши;
- Экспериментал қурилмалар ёрдамида реактивликни ошириш;

- Авария ҳолатларидан ҳимоя қилувчи стерженларнинг ўз-ўзидан чиқиши;
- Компенсацияловчи стерженлар сиқиб чиқарувчисининг сув билан алмаштирилиши;

Авторефератда диссертацияда келтирилган ядро ва радиациявий хавфсизликка энг катта таъсир кўрсатадиган юқоридаги рўйхатдаги баъзи ўтиш жараёнлари/авария ҳолатлари таҳлилларининг натижалари келтирилган.

Компенсацияловчи стерженларни чиқариш

Ҳар бир КС маҳсус майдончада жойлашган ва электр тармоғига кабел билан уланган. Стержен ва канал девори орасидаги бўшлиқдан пастга қараб оқувчи сув оқими билан стержен совутилади. Шунинг учун стерженнинг фаол зонадан юқорига чиқиш эҳтимоли кам. Стерженнинг пастга тушишини ютувчи остида жойлашган сиқиб чиқарувчи чеклайди. Агар реакторнинг ишлаш вақтида стержен энг пастки ҳолатда бўлмаса ва трос тормозланиши содир бўлса стержен тиргакчага чўкади. Бу реактор қувват даражасининг пасайишига олиб келади ва авария ҳолати юзага келмайди (1-жадвал).

Юқори бойитилган уран, биринчи аралаш, кам бойитилган уранли фаол зоналарнинг таҳлили.

Совутиш сувида пуфакчалар ҳосил бўладиган қобик температураси ИРТ-3М ИАЙси учун 123 °С ва ИРТ-4М ИАЙси учун 126 °С ни ташкил қилади.

Электр таъминотининг йўқолиши натижасида биринчи контур совутиш насосларининг ўчиб қолиши.

- Электр таъминотининг йўқолиши биринчи (3) ва иккинчи (4) контурнинг барча насосларининг ўчишига олиб келади;
- Электр таъминотининг йўқолиши реакторнинг ўчишига олиб келади – сарфнинг паст даражасида ўчирилиши (номиналнинг 80%) консерватив равишда қабул қилинади;
- “Ишончли қувват манбаи” билан ишлайдиган авария насослари ишлашда давом этади (100 м³/соат).
- Ўтиш жараёнининг бошланишида электр таъминотининг йўқолиши туфайли авария ҳолатида тўхташи билан ўтиш жараёни оқими йўқолади. Биринчи контур насослари учун электр таъминоти узилиб қолганда авариядан ҳимояланиш куйидаги мустақил каналлар орқали ҳам фаолланиши мумкин:
- Биринчи контур сув қувурларида босимнинг камайиши;
- Биринчи контурдаги сув сарфининг номинал даражадан 20% га камайиши;
- Фаол зонада босимлар фарқининг камайиши;

Электр таъминоти узилиб қолганда фақат битта авария насоси ишлашда давом этади (қувват~ 7,5 кВт, сув сарфи 100 м³/соат).

Компенсацияловчи стерженларни чиқариш вақтида реактор параметрлари

Параметр	ЮБУф.з.	1-аралаш ф.з.	КБУф.з.
КС-1 жуфт стерженларининг реактивлиги, \$ ²	5,526	5,263	5,658
КС-1 битта стерженининг реактивлиги, \$	2,763	2,632	2,829
Реакторнинг дастлабки қуввати	10	11	11
12 МВт қувватдан ошиб кетиш сабабли авария ҳолатида тўхтамоқ, с.	0,04	0,02	0,03
Максимал қувват, МВт	28,20	25,10	26,91
Максимал қувватга эришиш вақти, с	0,14	0,13	0,13
Максимал реактивлик, \$	0,6811	0,599	0,633
Максимал реактивликга эришиш вақти, с	0,14	0,12	0,12
ИРТ-3М химоя қобиғи юзасидаги максимал температура, °С	125,15	124,1	
ИРТ-3М қобиғи юзасининг максимал температурага эришиш вақти, °С	0,17	0,16	
ИРТ-4М қобиғи юзасидаги максимал температура, °С		103,00	118,7
ИРТ-4М қобиғи юзасининг максимал температурага эришиш вақти, °С		0,17	0,17

Юқори бойитилган уран, биринчи аралаш, кам бойитилган уранли фаол зоналарнинг таҳлили.

Совутиш суви оқимининг пасайиши билан температура ошади; бу қизишсалбий реактивлик ва қувватнинг пасайишига олиб келади. Реакторнинг тўхташи сув сарфининг 80% га камайиши сабабли содир бўлади, чунки электр таъминоти узилиши ҳақидаги авария сигнали дастлаб ҳисобга олинмаган. Ҳимоя қобиғи температураси шикастланган қобиқ температурасидан анча паст ва ҳатто совутиш сувида пуфакчалар пайдо бўладиган температурадан ҳам паст (2-жадвал).

²реактивликнинг 1 доллари 1 β_{эф}=0,76% тенг

Биринчи контур совутиш насослари ўчиб қолганда реактор параметрлари

Параметр	ЮБУф.з.	Биринчи аралаш ф.з.	КБУ ф.з.
Реакторнинг дастлабки қуввати	10	11	11
Сув сарфининг 80% га камайиши туфайли тўхташ, с	0,32	0,32	0,41
ИРТ-3М ҳимоя қобиғи юзасидаги максимал температура, °С	105,98	111,45	
ИРТ-3М қобиғи юзасининг максимал температурага эришиш вақти, °С	0,43	0,43	
ИРТ-4М қобиғи юзасидаги максимал температура, °С		94,37	105,66
ИРТ-4М қобиғи юзасининг максимал температурага эришиш вақти, °С		0,43	0,43

ВВР-СМ реактори иссиқлик ажратувчи йиғилмаларидан бўлиниш маҳсулотларининг чиқиш эҳтимолини моделлаштириш.

ВВР-СМ реактори авария ҳолати учун энг жиддий тахмин қилинган ўтиш жараёнларидан бири совутиш сувига бегона жисмнинг кириб қолиши натижасида битта ИАЙси орқали совутиш суви оқимининг блокланиб қолиши ҳисобланади. ИАЙ орқали совутиш сувининг айланиши тўхтаб қолганда қобиқнинг эриши ва ёқилғи композицияларининг чиқиши натижасида ИАЙсининг эриб кетиши ва биринчи контур сувининг радиоактивлиги тез ошиб кетиши тахмин қилинади.

Биринчи контур қувурларида гамма-нурланиш даражаси 3,6 $\mu\text{Гр/с}$ га етганда авариядан ҳимоя қилиш тизими ишга тушади ва реактор ўчирилади. Агар бирон-бир сабабга кўра авариядан ҳимоя қилиш тизими ишламаса, реактор огоҳлантирувчи сигналлар бўйича оператор томонидан ўчирилади:

- Радиоактив газлар чиқадиган қувурга чиқаётган ҳаводаги радиоактивлик даражасининг икки баравар ошиб кетиши;
- Реактор устидаги ҳавода бета-активликнинг икки баравар ошиши.

Ушбу ўтиш жараёни битта ёқилғи йиғилмасига оқимнинг блокланиши билан боғлиқ деб тахмин қилинади. Бундан ташқари бу ўтиш жараёнида битта иссиқлик ажратувчи йиғилма эриб кетади деб тахмин қилинади. ЮБУли фаол зона учун энг юқори ўртача ёнган (60%) иссиқлик ажратувчи йиғилма эриган деб фараз қилинади. Биринчи аралаш фаол зона (ИРТ-3М/ИРТ-4М ИАЙ) учун КБУли ИАЙнинг максимал ўртача ёниши 6,6% дан ошмайди, ЮБУли ИАЙси учун максимал ўртача ёниш 60% ни ташкил этади. Шунинг учун биринчи аралаш фаол зонада ЮБУли ИАЙси максимал ёниши билан эриб кетади деб тахмин қилинди. Бу ИАЙси бўлиниш маҳсулотларининг катта захирасига эга. Битта ИРТ-3М ИАЙсининг эриш оқибатлари ЮБУ учун ҳам, биринчи аралаш фаол зона учун ҳам бир хил де тахмин қилинди.

Кам бойитилган уранли фаол зона учун ИРТ-4М типдаги битта ИАЙсининг максимал ўртача ёниш даражаси 40%ни ташкил қилади.

ИАЙси ичидаги бўлиниш маҳсулотлари изотопларининг активлиги қуйидаги формула бўйича ҳисобланади:

$$Q_i = 0,84 \times Y_i \times P_o \times (1 - e^{-\lambda_i \times T_o})$$

бу ерда, $Q_i - T_o$ дан кейинги ёқилғи таркибидаги изотоплар миқдори i , Кюри,

P_o – ёқилғининг қувват даражаси, Ватт,

$Y_i - {}^{235}\text{U}$ бўлиниш вақтида i изотоп чиқиши,

λ_i – радиологик изотоп парчаланиш доимийси, с^{-1} ,

T_o – ёқилғи P_o қувватида бўлган вақт оралиғи, с.

Юқорида келтирилган формула бўйича битта 60% гача ёнган ИРТ-3М ИАЙси учун ва битта ўртача 40% гача ёнган ИРТ-4М ИАЙси учун активлиги ҳисобланган (3-жадвал).

3-жадвал

Бўлиниш маҳсулоти изотопларининг активлиги

Нуклидлар	Активлик, Бк (60% ёнган ИРТ-3М ИАЙ)	Активлик, Бк (40% ёнган ИРТ-4М ИАЙ)
${}^{85}\text{Kr}$	$2,60 \times 10^{14}$	$2,58 \times 10^{14}$
${}^{87}\text{Kr}$	$4,70 \times 10^{14}$	$4,63 \times 10^{14}$
${}^{88}\text{Kr}$	$6,40 \times 10^{14}$	$6,36 \times 10^{14}$
${}^{89}\text{Kr}$	$7,99 \times 10^{14}$	$7,88 \times 10^{14}$
${}^{90}\text{Kr}$	$8,84 \times 10^{14}$	$8,77 \times 10^{14}$
${}^{133\text{m}}\text{Xe}$	$2,78 \times 10^{13}$	$2,75 \times 10^{13}$
${}^{133}\text{Xe}^{133}$	$8,36 \times 10^{14}$	$6,81 \times 10^{14}$
${}^{135\text{m}}\text{Xe}$	$3,12 \times 10^{14}$	$3,09 \times 10^{14}$
${}^{135}\text{Xe}$	$1,11 \times 10^{15}$	$1,10 \times 10^{15}$
${}^{137}\text{Xe}$	$1,06 \times 10^{15}$	$1,05 \times 10^{15}$
${}^{138}\text{Xe}$	$9,55 \times 10^{14}$	$9,44 \times 10^{14}$
${}^{134}\text{Cs}$	$2,25 \times 10^{14}$	$2,23 \times 10^{14}$
${}^{137}\text{Cs}$	$7,62 \times 10^{12}$	$5,29 \times 10^{12}$
${}^{95}\text{Sr}$	$7,03 \times 10^{14}$	$5,59 \times 10^{14}$
${}^{95}\text{Nb}$	$9,69 \times 10^{14}$	$8,40 \times 10^{14}$
${}^{103}\text{Ru}$	$4,51 \times 10^{14}$	$3,81 \times 10^{14}$
${}^{106}\text{Ru}$	$1,17 \times 10^{13}$	$8,33 \times 10^{12}$
${}^{131}\text{I}$	$5,37 \times 10^{14}$	$5,33 \times 10^{14}$
${}^{132}\text{I}$	$7,62 \times 10^{14}$	$7,55 \times 10^{14}$
${}^{133}\text{I}$	$1,13 \times 10^{15}$	$1,12 \times 10^{15}$
${}^{134}\text{I}$	$1,35 \times 10^{15}$	$1,34 \times 10^{15}$
${}^{135}\text{I}$	$1,06 \times 10^{15}$	$1,05 \times 10^{15}$
${}^{140}\text{Ba}$	$1,10 \times 10^{15}$	$1,07 \times 10^{15}$
${}^{140}\text{La}$	$1,11 \times 10^{15}$	$1,10 \times 10^{15}$
${}^{132}\text{Te}$	$8,14 \times 10^{14}$	$8,07 \times 10^{14}$
Жами	$1,76 \times 10^{16}$	$1,69 \times 10^{16}$

Қолдиқ энергия фақат алюмин матричасини эритишга қодир (эриш температураси ~600 °С), бу унинг таркибидаги бўлиниш маҳсулотларининг ажралиб чиқишига олиб келади. Алюминий матричаси бўлиниш маҳсулотларининг умумий активлигининг ~10% ни ташкил этади, бу ураннынг бўлиниш пайтида олинган кинетик энергия туфайли бўлинган донаси қолдирган бўлақларининг улушини баҳолашга яхши мос келади (баҳолашда донанинг диаметри – 100 мкм, уран парчасининг эркин учиш узунлиги – 10 мкм деб тахмин қилинди).

Бундан ташқари, эритмадан турли хил синфлардаги бўлиниш маҳсулотларининг қуйидаги фракциялари ажралиб чиқади деб тахмин қилинади (4-жадвал):

4-жадвал

Эриган иссиқлик ажратувчи йиғилмасидан ажралиб чиқадиган бўлиниш маҳсулотларининг улуши

	Xe, Kr	I	Cs, Rb	Te, Se, Sb	Sr, Ba	Ru, Rh, Mo, Tc	Zr, Nb, V, La, Ce, Pr, Nd, Pu
UO ₂	100	50	50	15	10	3	0,3
*UO ₂	100	50	50	15	3	3	3

* - Чернобил АЭСда содир бўлган авария вақтида экспериментал маълумотлар

Авариядан сўнг шамоллатиш тизими тўхтади ва бўлиниш маҳсулотлари реактор биносини фақат сизиб чиқиш орқали чиқиб кетиши мумкин. Реактор биносидида ҳеч қандай тирқиш йўқ ва сизиб чиқиш ўлчовлари амалга оширилмайди. Шунинг учун таҳлилимизда кунига 1% сизиб чиқиш тезлигидан фойландик. Шунингдек, чиқиш ер сатҳи даражасида содир бўлади (консерватив тахмин), диффузия коэффициентлари маълумотнома материалидан олинган.

Юқорида тавсифланган тахминлардан фойдаланиб реактор чегарасидаги (1000 м) ва 200 м масофадаги дозалар ҳисобланган (5- ва 6-жадвал).

Ҳисоблаш натижалари шуни кўрсатадики, битта ИАЙсининг эриши билан содир бўладиган авария ҳолатида радиоактив булутнинг ташқи нурланишида реактор чегарасида (1000 м) нурланиш дозасининг таъсири, қалқонсимон без нурланиш дозаси ва ернинг ифлосланган юзасида ташқи нурланишнинг доза таъсири авария ҳолатларида рухсат этилган дозалардан сезиларли даражада паст бўлади: 1 км масофада бутун тана учун доза 0,25 Зв ва қалқонсимон без учун доза 3 Зв чегарасида.

Авария оқибатларини йўқотиш учун махсус комиссия жалб қилинади, улар авария ҳолатларини бартараф этиш қўлланмалар асосида ишлайдилар.

ЮБУли фаол зона, биринчи аралаш фаол зона ва КБУли фаол зоналар учун ҳисоб-китоблар шуни кўрсатадики ВВР-СМ реакторининг эксплуатацияси хавфсизлик билан боғлиқ муаммолар туғдирмайди. Барча фаол зона конфигурациялари учун ўтиш жараёнлари/авариянинг оқибатлари амалий жиҳатдан бир хил.

**Битта ИРТ-3М иссиқлик ажратувчи йиғилмасининг эриш вақтидаги
эквивалент дозалари (60% ёнганда)**

Масофа, м	2 соат учун эквивалент доза, Зв	30 кун учун эквивалент доза, Зв	Йиллик эквивалент доза, Зв
Қалқонсимон без дозалари			
200	$5,34 \times 10^{-2}$	$3,28 \times 10^{-1}$	$3,62 \times 10^{-1}$
1000	$3,45 \times 10^{-3}$	$2,05 \times 10^{-2}$	$2,24 \times 10^{-2}$
Бутун тана (ички)			
200	$7,61 \times 10^{-4}$	$7,32 \times 10^{-3}$	$7,45 \times 10^{-3}$
1000	$4,91 \times 10^{-5}$	$4,43 \times 10^{-4}$	$4,58 \times 10^{-4}$
Бутун тана (ташки)			
200	$3,88 \times 10^{-4}$	$1,40 \times 10^{-3}$	$1,70 \times 10^{-3}$
1000	$2,50 \times 10^{-5}$	$8,80 \times 10^{-5}$	$2,24 \times 10^{-4}$
Бутун тана (жами)			
200	$1,15 \times 10^{-3}$	$8,72 \times 10^{-3}$	$9,15 \times 10^{-3}$
1000	$7,41 \times 10^{-5}$	$5,31 \times 10^{-4}$	$6,82 \times 10^{-4}$

**Битта ИРТ-4М ИАЙсининг эриш вақтидаги эквивалент дозалари (40%
ёнганда)**

Масофа, м	2 соат учун эквивалент доза, Зв	30 кун учун эквивалент доза, Зв	Йиллик эквивалент доза, Зв
Қалқонсимон без дозалари			
200	$5,30 \times 10^{-2}$	$3,26 \times 10^{-1}$	$3,60 \times 10^{-1}$
1000	$3,42 \times 10^{-3}$	$2,03 \times 10^{-2}$	$2,22 \times 10^{-2}$
Бутун тана (ички)			
200	$7,43 \times 10^{-4}$	$7,14 \times 10^{-3}$	$7,27 \times 10^{-3}$
1000	$4,79 \times 10^{-5}$	$4,32 \times 10^{-4}$	$4,47 \times 10^{-4}$
Бутун тана (ташки)			
200	$3,81 \times 10^{-4}$	$1,36 \times 10^{-3}$	$1,65 \times 10^{-3}$
1000	$2,46 \times 10^{-5}$	$8,54 \times 10^{-5}$	$2,16 \times 10^{-4}$
Бутун тана (жами)			
200	$1,12 \times 10^{-3}$	$8,50 \times 10^{-3}$	$8,92 \times 10^{-3}$
1000	$7,25 \times 10^{-5}$	$5,18 \times 10^{-4}$	$6,63 \times 10^{-4}$

Совутиш сувининг йўқотилиши.

Ховузнинг (реактор марказий баки) шикастланиши натижасида бўшаши.

Реактор марказий баки бўшашидаги аварияни биринчи контур кувурининг ёрилиши ёки марказий бакнинг ўзида авария ҳолатида сув билан таъминлаш тизимининг ишдан чиқиши билан боғлиқ авария сифатида қабул қиламиз. Бундай авария натижасида реактор марказий бакидан сув сизиб чиқади ва фаол зона очилиб қолади. Бундай ҳолда фаол зона эрийди ва эритма кўринишида реактор остидаги хонанинг бетонли полига тушади. Эритма

юқори температурада узоқ вақт давомида бўлади. Шамоллатиш нормал режимда ишлайди деб қабул қилинади ва радиоактивликнинг чиқиши шамоллатиш қувурида ҳавони аэрозоль ва йод филтрларида тозалаш билан содир бўлади (аэрозольлардан тозалаш самарадорлиги 99,9%, йоддан 90%). Аэрозоль ва йод филтрларида чиқарилган ҳавони тозалашни ҳисобга олган ҳолда бўлиниш маҳсулотларининг атроф муҳитга чиқишини ҳисоблаш натижалари 7-жадвалда кўрсатилган.

7-жадвал

Фаол зонанинг эриш вақтида радиоактив бўлиниш маҳсулотларини атроф муҳитга чиқиши

Нуклидлар	⁸⁵ Kr	⁸⁷ Kr	⁸⁸ Kr	⁸⁹ Kr	⁹⁰ Kr	^{133m} Xe	¹³³ Xe	^{135m} Xe	¹³⁵ Xe	¹³⁷ Xe	¹³⁸ Xe	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	⁹⁸ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	¹³¹ I	¹³² I	¹³³ I	¹³⁴ I	¹³⁵ I	¹⁴⁰ Ba	¹⁴⁰ La	¹³² Te
Активлик (Ки)	1,26×10 ⁴	2,27×10 ⁴	3,10×10 ⁴	3,86×10 ⁴	4,20×10 ⁴	1,34×10 ³	5,54×10 ⁴	1,51×10 ⁴	5,38×10 ⁴	5,00×10 ⁴	4,62×10 ⁴	3,12×10 ⁻¹	9,36×10 ⁻¹	1,45×10 ¹	1,60×10 ¹	7,70×10 ¹	3,70×10 ¹	1,30×10 ³	1,85×10 ³	2,73×10 ³	3,28×10 ³	2,56×10 ³	5,34×10 ¹	1,60×10 ¹	6,00×10 ¹

Ташқи ва ички нурланиш дозалари ҳар қандай об-ҳаво шароити учун барча бўлиши мумкин бўлган атмосферадаги энг ёмон сулутириш коэффицентларининг қийматларини ҳисобга олган ҳолда аниқланди.

Фаол зонанинг очилиб қолиши ва эриши билан содир бўладиган авариянинг радиацион оқибатларини баҳолаш натижаларидан кўриниб турибдики, энг катта хавф радиоактив йод билан қалқонсимон безнинг ички нурланиши бўлади. Шу билан бирга, реактордан 100 м масофада (санитар-химоя зонаси) ёш боланинг қалқонсимон безининг нурланиши 0,104 Звни ташкил қилади. Авария вақтида чиққан радиацион булутнинг ташқи нурланиш дозаси 7,30 мЗвни ва ерга ўрнашган бўлиниш маҳсулотларининг активлик дозаси йилига 55,6 мЗв ни ташкил қилади (8-жадвал).

8-жадвал

Фаол зона эриши вақтидаги авария ҳолатида жойдаги радиацион ҳолат

Параметр	Доза, Зв				
	R=200 м	R=600 м	R=1000 м	R=6000 м	R=10000 м
Радиоактив булутдан ташқи нурланиш дозаси	0,0156	0,0104	7,3×10 ⁻³	2,6×10 ⁻³	1,8×10 ⁻³
Ёш боланинг қалқонсимон беи нурланиш дозаси	0,223	0,1486	0,104	0,0372	0,026
Ернинг ифлосланган юзасидан олинадиган ташқи нурланиш дозаси:					
1 сутка	4,97×10 ⁻³	3,31×10 ⁻³	2,32×10 ⁻³	8,32×10 ⁻⁴	5,81×10 ⁻⁴
30 сутка	0,0558	0,0372	0,026	9,3·10 ⁻³	6,5×10 ⁻³
0,5 йил	0,102	0,068	0,048	0,017	0,012
1 йил	0,119	0,08	0,0556	0,02	0,0139

Фаол зона эриши билан содир бўладиган авария ҳолатида санитар- химоя зонаси чегарасида ташқи ва ички нурланишнинг прогноз қилинган дозалари 0,25 Зв дан (авария ҳолатлари учун норма) ошмаганлиги сабабли аҳолини химоя қилиш бўйича махсус қўшимча чоралар талаб қилинмайди.

Диссертациянинг “ИРТ-4М туридаги 6 ва 8 қувурли иссиқлик ажратувчи йиғилмардан иборат ВВР-СМ реакторининг фаол зоналарининг ўтиш жараёнлари/авариялари таҳлиллари натижалари” деб номланган учинчи бобида ВВР-СМ реактори фаол зонасида ИРТ-4М типидagi 6 ва 8 қувурли ИАЙ лар учун ўтиш жараёнлари/авария таҳлиллари натижалари келтирилган. Кўриб чиқилган авария ҳолатлари ва ўтиш жараёнлари 6 қувурли ИРТ-4М ИАЙ фаол зонаси учун ва улар учун бир хил ҳисоб-китоблар мажмуаси амалга оширилди. Уларнинг натижалари билан диссертация ишида танишиш мумкин.

ВВР-СМ реактори фаол зонаси учун нейтрон-физикавий ва статик иссиқлик-гидравлик таҳлили.

Ядро реакторининг фаол зонаси — бу реакторнинг марказий қисми бўлиб, унда ^{235}U изотопи бўлинишининг бошқариладиган занжир реакцияси содир бўлади. Занжир реакциясида энергия нейтронлар ва γ -нурланиш, β -парчаланиш каби бўлиниш зарачаларининг кинетик энергияси кўринишида ажралиб чиқади. Реактор эксплуатацияси вақтида дастлабки ЮБУли фаол зона конфигурациясидан то тўлиқ КБУли фаол зона конфигурациясигача бўлган барча бўлиши мумкин бўлган реактор фаол зонасининг конфигурацияларини ҳисобга олиш керак. Шунингдек ўрнатилган экспериментал қурилмалар ёки нурлантириладиган материалларнинг таъсирини ҳисобга олиш зарур.

Критикликдан паст ҳолатларни ҳисоблаш.

ВВР-СМ реактори учун критикликдан паст ҳолат мезони шунини кўрсатадики, реактор барча бошқарув стерженлари камида 1% критик бўлиши ва автоматик бошқарув стерженлари фаол зонага тўлиқ юкланган (ташланган) ҳолда авариядан химоя стерженлари тўлиқ юқорига кўтарилиб бўлиши керак. Ушбу шартдан фойдаланиб, таҳлил қилинган фаол зона учун критикликдан паст ҳолат аниқланди ва 9-жадвалда келтирилган натижалар реактор фаол зонасини конверсия қилишда кўриб чиқилган барча критикликдан паст мезонига ҳеч қандай муаммосиз мос келишини кўрсатди.

Бошқарув стерженларининг реактивлигини ҳисоблаш.

Юқори бойитилган уранли фаол зонадан кам бойитилган уранли фаол зонага асосий ўтиш учун фаол зона ўзгарганда бошқарув стерженларининг “оғирликлари” кучли ўзгармаганлиги маъқул. Бошқарув стерженларининг “оғирликлари”нинг кичик ўзгаришлари, шунингдек бошқарув стерженлари механизмидаги нососликлар сабабли юзага келиши мумкин бўлган ўтиш жараёнлари нуқтаи назаридан ҳам мақсадга мувофиқ. ЮБУли фаол зона учун, барча аралаш фаол зоналар ва тўлиқ КБУли фаол зона учун бошқарув стерженларининг реактивлиги (“оғирлиги”) 10-жадвалда келтирилган.

Экспериментал қурилмаларнинг БХТ (Бошқарув ва химоя тизими) стерженларининг самарадорлигига таъсири аҳамиятсиз.

9-жадвал

Критикликдан паст ҳолат (хатолик 0,5% дан кам)

Фаол зоналар конфигурациялари	Критикликдан паст ҳолат (реактивлик, %)
18 ИРТ-3М ИАЙ	-8,1
16 ИРТ-3М ИАЙ / 4 ИРТ-4М ИАЙ, 1- аралаш фаол зона.	-5,5
14 ИРТ-3М ИАЙ / 6 ИРТ-4М ИАЙ, 2- аралаш фаол зона.	-6,0
12 ИРТ-3М ИАЙ/ 8 ИРТ-4М ИАЙ, 3- аралаш фаол зона.	-6,1
10 ИРТ-3М ИАЙ/ 10 ИРТ-4М ИАЙ, 4- аралаш фаол зона.	-6,3
8 ИРТ-3М ИАЙ / 12 ИРТ-4М ИАЙ, 5- аралаш фаол зона.	-6,8
6 ИРТ-3М ИАЙ/ 14 ИРТ-4М ИАЙ, 6- аралаш фаол зона.	-7,2
4 ИРТ-3М ИАЙ/ 16 ИРТ-4М ИАЙ, 7- аралаш фаол зона.	-7,6
2 ИРТ-3М ИАЙ / 18 ИРТ-4М ИАЙ, 8- аралаш фаол зона.	-7,8
20 ИРТ-4М ИАЙ, тўлиқ КБУли фаол зона	-7,8

10-жадвал

Бошқарув стерженларининг «Оғирлиги» (%), (хатолиги 2,0% дан кам)

Бошқарув стержени	18 ИРТ-3М Тўлиқ ЮБУли фаол зона. %	16 ИРТ-3М/ 4 ИРТ-4М 1-чи аралаш фаол зона. %	14 ИРТ-3М/ 6 ИРТ-4М 2-чи аралаш фаол зона. %	12 ИРТ-3М/ 8 ИРТ-4М 3-чи аралаш фаол зона %	10 ИРТ-3М/ 10 ИРТ-4М 4-чи аралаш фаол зона %	8 ИРТ-3М/ 12 ИРТ-4М 5-чи аралаш фаол зона %
КС-1	4,2	4,0	4,1	4,1	4,1	4,2
КС-2	4,2	3,8	3,8	3,8	3,8	4,0
КС-3	3,2	2,7	2,7	2,7	2,7	2,7
КС-4	3,2	3,0	2,7	2,7	2,7	2,7
АР	0,5	0,6	0,6	0,6	0,6	0,6
АЗ-1	1,9	1,9	1,9	1,9	2,0	1,8
АЗ-2	2,0	1,9	1,9	1,9	1,9	1,8
АЗ-3	1,2	1,3	1,3	1,3	1,3	1,3
Критикликка эришилгандаги реактивлик захираси, %	5,6	5,7	5,7	5,6	5,6	5,2

10-жадвалнинг давоми

Бошқарув стержени	6 ИРТ-3М/ 14 ИРТ-4М 6-чи аралаш фаол зона. %	4 ИРТ-3М/ 16 ИРТ-4М 7--чи аралаш фаол зона. %	2 ИРТ-3М/ 18 ИРТ-4М 8--чи аралаш фаол зона. %	20 ИРТ-4М Тўлиқ КБУ фаол зона. %
КС-1	4,3	4,5	4,4	4,3
КС-2	4,1	4,2	4,1	4,1
КС-3	2,7	2,8	2,8	2,9
КС-4	2,7	2,8	2,8	2,8
АР	0,6	0,6	0,7	0,6
АЗ-1	1,8	1,8	1,8	1,9
АЗ-2	1,7	1,8	1,8	1,9
АЗ-3	1,3	1,3	1,3	1,3
Критикликка эришилгандаги реактивлик захираси, %, %	5,3	5,3	5,4	5,6

КС –компенсация стержени, АР – автоматик бошқарув стержени, АЗ – авария ҳолатида ҳимоя стержени.

Диссертациянинг “Лойиҳаланган ва лойиҳадан ташқари авария ҳолатларини таҳлили”деб номланган тўртинчи бобида лойиҳаланган ва лойиҳадан ташқари авария ҳолатлари таҳлил қилинди. Уларга қуйидагилар киради:

- Биринчи контур қувурининг фавқулодда тўлиқ кўндаланг ёрилиши;
- Сақлаш вақтида ёқилғининг критиклигининг таҳлили;
- Изоляция сифатининг йўқолиши ёки Автоматик Бошқарув ионлаштириш камерасининг кабели алоқасининг узилиши;
- Қопқоқнинг жуда тез ёпилиши;
- Лойиҳалаштирилган авария – биринчи контур қувурининг ёрилиши билан сув билан таъминлаш тизимининг бир вақтда ишдан чиқиши;
- Иккинчи контурнинг ишлашидаги нососликлар;
- Ишлатилган ёқилғи сақлагичга янги ИАЙсининг тушиб кетиши;
- Ишлатилган ёқилғи сақлагичга нарсаларнинг тушиб кетиши.

Биринчи контур қувурининг фавқулодда тўлиқ кўндаланг ёрилиши.

ВВР-СМ тадқиқот реакторининг биринчи контур қувурининг фавқулодда тўлиқ кўндаланг ёрилишини акс эттирувчи авария ҳолати кўриб чиқилган. Авария ҳолатини ҳисоблаш ва ЮБУ, биринчи аралаш ва КБУ реактор фаол зоналари учун таҳлиллар ўтказилди.

Ўтказилган ҳисоб-китоблар учун биз қуйидаги эҳтимоллар ва тахминлар қилдик:

- Фаол зонани сув билан таъминлашда пуркалиш бир хил деб ҳисобланади.
- Агар сув тўлиқ буғланмаса у ҳолда юқори сув сарфи минимал сув сарфи билан бир хил миқдорда иссиқлик оқимини йўқотади.
- Сувнинг буғланиши (хатто қисми) юқорига кўтариладиган ва ёқилги қувурлари орасидаги сув оқимининг пастга тушишига тўсқинлик қиладиган буғ ҳосил қилади. Сув сарфи етарлича бўлмаса, буғ сувнинг пастга оқишини бутунлай тўхтатиши мумкин. Қўшимча сув сарфи бу ҳодисани бартараф қилади.
- Авариянинг дастлабки босқичида иссиқлик ажратувчи элементлар температураси қобиқ бутунлигининг структуравий чегарасидан ошиб кетгунига қадар бир оз иссиқлик рухсат берилади, сўнгра энергия ажралиши камайиши билан иссиқлик ажратувчи элементларнинг температураси камайиши юз беради ва кирувчи сув оқими эса ўзгаришсиз сақланади.
- Вигнер ва Вей қонуниятига кўра қолдиқ энергиясининг ажралиши вақт ўтиши билан камаяди.
- Авария ҳолатининг таҳлили максимал қувват зичлигига эга ИАЙси учун бажарилди, бу ИАЙсининг барча қувурлари максимал қувват зичлигига эга деб фарз қилинди.

Авариянинг тавсифи ва унинг таҳлили.

Реакторининг биринчи контур қувурининг фавқулодда тўлиқ кўндаланг ёрилиши билан юзага келадиган авария ҳолати энг хавфли авария ҳолатларидан биридир.

Реактор бакидан ташқарида биринчи контур қувурларининг (сўрилиш ёки босим) фавқулодда тўлиқ кўндаланг ёрилиш ҳолатида, реактор қуйидаги параметрлари нормадан четга чиқганлиги сабабли авария ҳолатларидан ҳимоя қилиш тизими томонидан тўхтатилади:

- 1-контурдаги босим 10% дан кам;
- 1-контурдаги сув сарфи 20% дан кам;
- Реактор марказий бакидаги сув сатҳи 30 см дан кам;
- Фаол зонадаги давлениялар фарқи 20% дан кам.

Реакторнинг марказий бакидаги сув сатҳи белгиланган 2,7 м гача тушганда (фаол зона тепасидан 1 метрдан кам) махсус жўмрак автоматик очилади ва авария ҳолатида сув билан таъминлаш тизимининг душ қурилмаси орқали заҳира дистиллат бакларидан сув реактор бакига етказиб берилади. Заҳира дистиллат бакларининг ҳажми 40 м³ни ташкил қилади. Душ қурилмаси орқали сув сарфи – 15 м³/соат.

Реактор бакидан оқиб чиқадиган сув биринчи контур насослар хонасида жойлашган аварияда оқиб кирган сувларни йиғиш тизимининг каналида тўпланади. Аварияда оқиб кирган сувларни йиғиш тизимининг каналидаги сув сатҳи каналнинг тубидан белгиланган 700 мм га етиши билан иккита авария насосларидан бири фаол зонани авария ҳолатида сув билан таъминлаш тизими орқали реакторнинг марказий бакига сувни қайтариш учун автоматик ёқилади.

Фаол зонадаги қолдиқ энергиянинг ажралиши иссиқлик ажратувчи элементларнинг юзасига сув пуркаш орқали чиқарилади, уларнинг эриш температурасигача қизишининг олдини олади.

Фаол зонани авария ҳолатида сув билан таъминлаш вақтида аварияда оқиб кирган сувларни йиғиш тизимининг каналида тўпланган сувнинг бир қисми қисман буғланади. Буғланган сувнинг ҳажми авария ҳолатида сув билан таъминлаш тизими ишлаши вақтида автоматик равишда тўлдирилади (дистилланган сув баклардан етказиб берилганда). Агар дистиллат захиралари тугаса авария ҳолатида сув билан таъминлаш тизими орқали сув тармоғидан техник сув ёки иккинчи контурдан берилади. Шунингдек ёнғинга қарши сув таъминотидан ёки ўт ўчириш машиналаридан техник сув билан таъминлаш имкониятлари мавжуд.

PARET дастури биринчи контур қувурининг фавқулорда тўлиқ кўндаланг ёрилиши ҳолатида реактор бакидан сувнинг йўқолгандаги ўтиш ражимини ҳисоблай олмайди.

Биз бакни бўшатиш вақтини баҳоладик ва фаол зонадаги ИАЙси иссиқлик ажратувчи элементларини совутишини душ қурилмаси орқали таъминлайдиган минимал сув сарфини баҳоладик.

Реактор бакини тўлиқ бўшатиш учун зарур бўлган вақтни баҳолаш учун бак3 қисмга бўлинди (1-расм):

1 – диаметри 1100 мм, баландлиги $H_1=4,7$ м ва ҳажми $4,464$ м³,

2 - диаметри 682 мм, баландлиги $H_2=1$ м ва ҳажми $0,365$ м³,

3 - диаметри 350 мм, баландлиги $H_3=1,3$ м ва ҳажми $0,125$ м³.

Реактор бакининг тўлиқ ҳажми – $4,954$ м³.

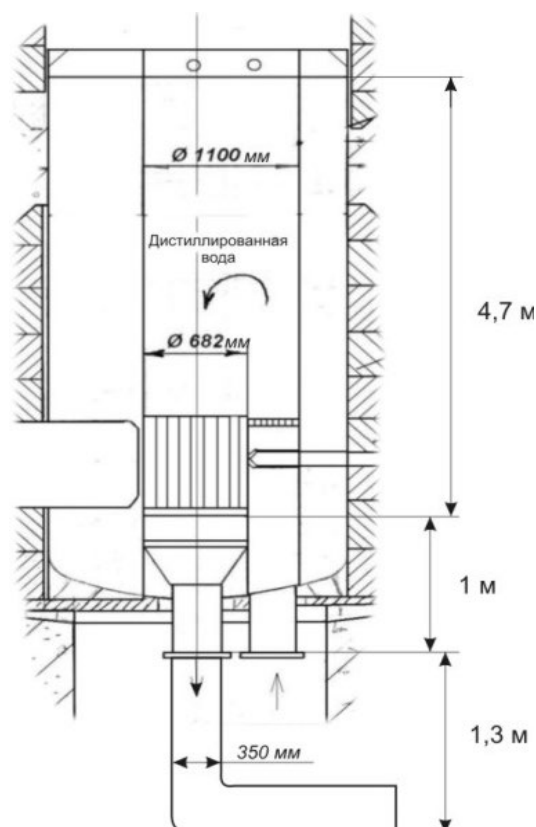
Биз фойдаланган формула:

$$V_i = \sqrt{2 \times g \times H_i}, \quad T_i = \frac{S_i \times HD}{S_3 \times V_i}$$

Бу ерда: V_i - S_3 қувурдаги сув тезлиги, м/с, g – эркин тушиш тезланиши – $9,8$ м/с², S_i – иккинчи қисм, $S_3 = 3,14 \times (0,175)^2$, HD - $0,1$ м масофада қадам.

Сув билан таъминлаш тизимининг ишлаши учун биз баҳолаган вақт – $3,72$ с. Тўлиқ бўшатиш учун зарур бўлган вақтни баҳоладик: биринчи қисм – $4,92$ с, иккинчи қисм – $0,44$ с, учинчи қисм – $0,42$ с. Шундай қилиб реактор бакини тўлиқ бўшатиш учун зарур бўлган баҳоланган вақт – $5,78$ с.

Сув йўқотилган сўнг ИАЙнинг совутилиши иссиқлик ажратувчи элементлар юзаси бўйича пастга оқадиган пуркаладиган сув ёрдамида



1-расм. Реактор бакининг ён кўриниши

таъминланади. Сув пуркалганда ёқилғи элементларининг температураси сув қайнаш температурасидан фарқ қилади. ИАЙси бўйлаб пастга оқиб тушадиган сув сарфининг етарли бўлмаслигидан сув ИАЙсининг охиригача етмасдан қурийди. Шундай қилиб ёқилғи элементларининг қуруқ қисми фақат буғ билан совутилади ва ундан юқори температураларгача қиздирилиши мумкин.

Қолдиқ энергиянинг ажралишида зарур бўлган сув сарфи ИАЙсида энергиянинг тенглиги ва ИАЙларига тушадиган сув ютадиган температуранинг юқорилиги билан белгиланади. Сув пуркаш натижасида қўшимча энергия ютилиши ҳисобига ИАЙсига кириш температурасини тўйиниш температурасигача ошиши сабабли сувнинг қизиши содир бўлади.

Сув пуркаш натижасида ИАЙсига кираётган сувнинг температурасини тўйиниш температурасигача ошиши ва қўшимча энергия ютиши сабабли сувнинг қизиши содир бўлади. Сувнинг минимал сарфи унинг тўлик буғланганда содир бўлади (11-жадвал).

11-жадвал

Биринчи контур қувурининг фавқулдда тўлик кўндаланг ёрилишидаги реакторнинг параметрлари

Параметр	ЮБУфаол зона	1-чи аралаш зона	КБУфаол зона
Реакторнинг дастлабки қуввати, МВт	10	11	11
Ўртача қувват 1 ИАЙ, МВт	0,034	0,034	0,034
Максимал қувватга эришиш вақти, с	1	1	1
Энергия ажралишининг тенг эмаслиги	1,61	1,62	1,5
Тенг эмаслигини ҳисобга олган ҳолда битта ИАЙсидан чиқадиган қувват, МВт	0,0547	0,0551	0,051
Битта ИАЙсини совутиш учун зарур бўлган минимал сув сарфи, м ³ /ч	0,082	0,082	0,076
ИАЙсига етказиб бериладиган сув сарфи, м ³ /ч	0,245	0,245	0,245
Ҳақиқий сув сарфинининг керакли сув сарфидан ошиб кетиш омили	3	3	3,2

Энергия балансини қуйидаги формула билан ифодалаш мумкин:

$$Q_{min}^{TBC} = \frac{P}{n(ct+r)}, \quad (1)$$

бу ерда, P - Вигнер ва Вея формуласи бўйича ҳисобланган фаол зонадаги қолдиқ энергиянинг ажралиши.

$$P(t) = 0,0622 \times P_0 \times (t^{-0,2} - (t_0+t)^{-0,2})$$

t_0 – реакторнинг қувватдаги иш вақти

$P_0, t_0 = (20 \text{ кун}) \times (24 \text{ соат/кун}) \times (3600 \text{ секунд/соат})$

t – реактор тўхтагандан кейинги вақт, с.

n – фаол зонадаги ИАЙ ларнинг сони.

c – сувнинг иссиқлик сиғими – 4,2 кДж/кг[°]К

Δt – сувнинг тўйиниш температураси ва қизиган сув орасидаги фарқ ёки $105-45=60$ °C

r – буғланиш энергияси - 2256 кДж/кг

Q_{\min}^{TBC} - ўртача қолдиқ энергиянинг билан ИАЙ учун минимал сув сарфи.

Юқори бойитилган уран, биринчи аралаш, кам бойитилган уранли фаол зоналарнинг таҳлили.

Реактор ИРТ-4М типидagi кам бойитилган ёқилғидан фойдаланишга ўтказилганда ВВР-СМ реактори биринчи контур қувурининг фавқулodда тўлиқ кўндаланг ёрилишида содир бўладиган авария ҳолатининг ўтказилган ҳисоб-китоблари ва таҳлили шуни кўрсатадики, фаол зонага сув пуркашни ўз ичига оладиган реактор хавфсизлик тизими фаол зонани эритмасдан, реактор ходимлари ва атроф муҳит хавфсизлигига хавф-хатар туғдирмасдан аварияни бартараф этади.

ХУЛОСА

Бажарилган тадқиқотнинг асосий натижаси ЎзР ФА ЯФИ ВВР-СМ реактори дунёда биринчи бўлиб босқичма-босқич ИРТ-3М типидagi (^{235}U бўйича 36%) юқори бойитилган уран ёқилғисидан ИРТ-4М типидagi (^{235}U бўйича 19,7%) кам бойитилган уран ёқилғисига ядро ва радиациявий хавфсизликка тўлиқ риоя қилган ҳолда конверсия қилинди.

“ВВР-СМ ядро реакторини кам бойитилган ядро ёқилғисига конверсия қилишдаги авария ҳолатларини моделлаштириш” мавзусидаги техника фанлари доктори (DSc) диссертация устида олиб борилган илмий изланишлар асосида 27 та авария ҳолатлари ва ўтиш жараёнлари таҳлили натижасида қуйидаги хулосалар қилинди:

1. Фаол зонада юқори бойитилган уран (ЮБУ), кам бойитилган уран (КБУ), шунингдек ЮБУ + КБУ ёқилғисидан фойдаланилганда реактор хавфсизлик тизими белгиланган қувват нуқтасига етганида авария ҳолати вужудга келмасдан реактор бошқарув стерженлари бошқарувсиз ҳаракатланиши билан реакторни тўхтатиб қўйиши аниқланди.
2. Битта ИАЙ эриши билан содир бўладиган аварияни моделлаштиришда реактор чегарасида (1000 м) радиоактив булут ташқи нурланишининг дозавий таъсири биринчи марта ҳисобланган ва уларнинг авария ҳолатларида руҳсат этилган дозалардан сезиларли даражада паст бўлиши аниқланган: 1 км масофада бутун тана учун доза 0,25 Зв ва қалқонсимон без учун доза 3 Зв чегарасида.
3. Реактор бакига кутилмаганда совуқ сув кириб кетганда авариядан ҳимоя қилиш ишчи органлари томонидан реактор ўчирилиши аниқланди.
4. Биринчи контур насосларида электр таъминотининг узилиши авария ҳолатига олиб келмайди ва барча фаол зоналар учун сув сарфининг 80% дан пастга тушиши ҳақидаги сигнал бўйича реактор тўхташи аниқланди.

5. “Янги” ёқилғини сақлашда уни сув билан тўлишининг фарзий ҳолатида $k_{\text{эф}} < 0,52$ ва ишлатилган иссиқлик ажратувчи йиғилмалар сақлаш жойида $k_{\text{эф}} < 0,82$ эканлиги, яъни чуқур критик ҳолати ядровий хавфсизлик қоидаларига кўра рухсат этилган қийматдан $k_{\text{эф}} < 0,95$ паст эканлиги аниқланди.
6. Горизонтал экспериментал каналларини сув билан тўлдирилганда 12 МВт қувватдан ошиб кетганлиги ҳақидаги сигнал билан реакторнинг тўхтаб қолиши натижасида авария ҳолати юз бермаслиги аниқланди.
7. 24 та ИРТ-4М ИАЙлари, кириш сувининг температураси 45 °С ва қуввати 11 МВт бўлган реакторни ҳеч қандай нагрукасиз одатдаги эксплуатация шароитида 6-қувурли ва 8-қувурли ИАЙлари билан 1-, 4-, 7- ва 10- аралаш фаол зоналар учун ишлатиш имконияти биринчи марта аниқланди.
8. ВВР-СМ реактори биринчи контур қувурининг фавқулодда тўлик кўндаланг ёрилишида минимал талаб қилинадиган сув сарфи 2,2-3,2 бараварни ташкил этиши аниқланди.
9. ХАЭА томонидан ВВР-СМ реакторини кам бойитилган ёқилғига ўтказишда тавсия этилган 27 та моделлаштирилган авария ҳолатлари/ўтиш жараёнларининг натижалари биринчи марта реакторни юқори бойитилган уран ёқилғиси билан ишлашдан кам бойитилган уран ёқилғисига ишончли ва хавфсиз ўтказиш имконини берди.

Ўтказилган нейтрон-физикавий ва иссиқлик-гидравлик ҳисоб китоблар, шунингдек ВВР-СМ реакторидаги авария ҳолатлари/ўтиш жараёнларини таҳлил қилиш натижасида реакторнинг техник кенгаши реакторнинг эксплуатацияси хавфсизлигини кучайтириш бўйича техник қарор қабул қилди:

1. Реактор биринчи контурида 90 м³/соат сув сарфи билан авария насоси ўрнатилди.
2. Авария ҳолати учун шамоллатиш ўрнатилди.

**НАУЧНЫЙ СОВЕТ DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 ПО
ПРИСУЖДЕНИЮ УЧЕНЫХ СТЕПЕНЕЙ ПРИ ИНСТИТУТЕ
ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ**

ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ

КУНГУРОВ ФАХРУЛЛА РАХМАТУЛЛАЕВИЧ

**МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ В РЕАКТОРЕ
ВВР-СМ ПРИ КОНВЕРСИИ НА НИЗКООБОГАЩЕННОЕ ТОПЛИВО**

01.04.01 - Приборы и методы экспериментальной физики

**АВТОРЕФЕРАТ
диссертации доктора (DSc) технических наук**

Ташкент – 2022

Тема докторской диссертации (DSc) зарегистрирована под номером B2021.2.DSc/T430 в Высшей аттестационной комиссии при Кабинете Министров Республики Узбекистан.

Диссертация выполнена в Институте ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан.

Автореферат диссертации на трех языках (узбекский, русский, английский (резюме)) размещен на веб-странице Научного совета (www.inp.uz) и на информационно-образовательном портале «Ziyonet» (www.ziyonet.uz).

Научный консультант: **Садиков Илхам Исмаилович**
доктор технических наук, профессор

Официальные оппоненты: **Бахрамов Сагдилла Абдуллаевич**
доктор физико-математических наук, профессор,
академик Академии наук Республики Узбекистан

Зайнобиддинов Сирожиддин Зайнобиддинович
доктор физико-математических наук, профессор
академик Академии наук Республики Узбекистан

Хужаев Саидахмат
доктор технических наук, старший научный сотрудник

Ведущая организация: **Институт ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан**

Защита состоится « ____ » _____ 2022 г. в ____ часов на заседании Научного совета DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 при Институте ядерной физики АН РУ (Адрес: 100214, г.Ташкент, ул. Хуросон 1, пос. Улугбек, ИЯФ АН РУ; тел.: +998 71-289-31-41, факс: +998 71-289-35-65; e-mail: info@inp.uz)

С докторской диссертацией можно ознакомиться в Информационно-ресурсном центре Института ядерной физики (регистрационный номер _____ (100214, г. Ташкент, ул. Хуросон 1, пос. Улугбек, ИЯФ АН РУ; тел.: +998 71-289-31-19).

Автореферат диссертации разослан « ____ » _____ 2022 г.
(протокол рассылки № ____ от « ____ » _____ 2022 г.)

М.Ю. Ташметов
председатель Научного совета по присуждению
ученых степеней, д.ф.-м.н., профессор

О.Р. Тожибоев
ученый секретарь Научного совета по присуждению
ученых степеней, PhD.ф.-м.н., старший научный сотрудник

Э.М. Турсунов
председатель научного семинара при
Научном совете по присуждению ученых степеней,
д.ф.-м.н., профессор

ВВЕДЕНИЕ (Аннотация диссертации доктора наук (DSc))

Актуальность и востребованность темы диссертации. На сегодняшний день 53 страны мира эксплуатируют около 220 исследовательских реакторов, из которых 171 были построены с активной зоной, работающей на высокообогащенном уране. В рамках инициативы по глобальному уменьшению угрозы распространения ядерных материалов с середины 80-х годов практически прекратилось строительство новых исследовательских ядерных установок, преобладающим стал процесс их вывода из эксплуатации или конверсии на низкообогащенное топливо. При конверсии реактора на низкообогащенное топливо есть общие требования МАГАТЭ о необходимом объеме анализа аварийных ситуаций, которые могут происходить во время конверсии и при дальнейшей эксплуатации реактора на низкообогащенном топливе.

В мире в настоящее время эксплуатируемые исследовательские реакторы, работающие на высокообогащенном топливе, поэтапно переходят на низкообогащенное. Каждый исследовательский реактор отличается от других геометрией активных зон реакторов, количеством вертикальных и горизонтальных каналов, размерами и конфигурациями тепловыделяющих сборок (ТВС), их количеством в активной зоне реактора, отражателями нейтронов, теплоносителями. Поэтому проведение всестороннего анализа безопасности каждого исследовательского реактора является актуальной и приоритетной задачей.

В нашей Республике в рамках программы снижения обогащения топлива в исследовательских и испытательных реакторах с 1998 года был начат перевод реактора ВВР-СМ на топливо типа ИРТ-3М с 36% обогащением, а с 2009 года - на ТВС типа ИРТ-4М с обогащением 19,7%. Для обеспечения необходимого потока нейтронов при уменьшении степени обогащения производители увеличили массу и плотность урана-235 в ТВС. При этом меняется толщина материалов ТВС, тепловая и радиационная нагрузка на материалы ТВС, а также нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики реактора в целом. В соответствии с требованиями регуляторных органов, а также обеспечением безопасной эксплуатации ядерного реактора ВВР-СМ необходимо рассчитать характеристики реактора для всех режимов его работы и для всех конфигураций активной зоны, а также смоделировать всевозможные аварийные ситуации при использовании различного типа ТВС, включая смешанные режимы.

Исследования, проведенные в данной диссертационной работе, соответствуют задачам, предусмотренным в Указе Президента Республики Узбекистан № УП-4947 от 7 февраля 2017 года «О Стратегии действий по дальнейшему развитию Республики Узбекистан на 2017-2021 года», Постановлениях Президента Республики Узбекистан № ПП-4165 от 7 февраля 2019 г. «Об утверждении концепции развития атомной энергетики в Республике Узбекистан на период 2019-2029 годов, № ПП-4526 от 21 ноября 2019 года «О мерах по поддержке научно-исследовательской деятельности

Института ядерной физики», а также в других нормативно-правовых документах, принятых в данном направлении.

Соответствие исследования приоритетным направлениям развития науки и технологий Республики Узбекистан. Диссертационное исследование выполнено в соответствии с приоритетными направлениями развития науки и технологий республики: II. «Энергетика, энергосбережение и альтернативные источники энергии».

Обзор зарубежных научных исследований по теме диссертации¹. В рамках международной программы снижения обогащения топлива в исследовательских и испытательных реакторах (RERTR) ведущими научно-исследовательскими центрами мира проводятся работы по конверсии на низкообогащенное топливо исследовательских реакторов. Среди них такие, как реактор LVR-15 (Чехия), реактор ВВР-К (Казахстан), реактор Тажура ИРТ-1 (Ливия), реактор BRR (Венгрия) и другие.

В исследовательском реакторе LVR-15 мощностью 10 МВт с 2011 года начали использовать ядерное топливо типа ИРТ-4М вместе с ИРТ-2М, при этом плотность потока тепловых нейтронов уменьшилась на 10%; реактор ВВР-К мощностью 6 МВт с 2016 года начал работать на низкообогащенном 19,7% топливе типа ВВР-Ц; реактор Тажура ИРТ-1 мощностью 10 МВт начал работать на ВОУ (ИРТ-2М) с 1983 года, в настоящее время используется НОУ топливо типа ИРТ-4М; Будапештский исследовательский реактор BRR с 2012 года начал использовать НОУ топливо типа ВВР-М2 с обогащением 20% по урану-235. Для всех реакторов были проведены анализы безопасности и показано, что новая конфигурация активной зоны с НОУ топливом является безопасной и превышения допустимых эксплуатационных параметров, как в стационарном состоянии, так и при переходных процессах, не происходит.

По инициативе МАГАТЭ, с участием правительств США и России исследовательские реакторы начиная с 1978 года поэтапно переводятся на топливо с более низким обогащением. В числе стран, которым МАГАТЭ оказывало поддержку в конверсии исследовательских реакторов либо в выводе их из эксплуатации, находятся Австрия, Болгария, Венгрия, Вьетнам, Гана, Грузия, Казахстан, Китай, Латвия, Ливия, Мексика, Нигерия, Польша, Португалия, Румыния, Сербия, Узбекистан, Украина, Чехия, Чили и Ямайка. В настоящий момент продолжают работы по содействию в конверсии исследовательских реакторов в Гане и Нигерии.

По конверсии исследовательских реакторов ведутся исследования по следующим приоритетным направлениям: внедрение механизмов стимулирования перехода к технологиям без использования высокообогащенного урана, физическая защита ядерного материала, производство медицинских радиоизотопов с использованием мишеней из низкообогащенного урана, нераспространение и укрепление ядерной безопасности.

¹Обзор зарубежных исследования по теме диссертации проведен на основе источников https://scienceandglobalsecurity.org/ru/archive/2002/01/the_conversion_of_research_rea.html, <https://www.atomic-energy.ru/news/2020/02/26/101701> и других.

Степень изученности проблемы. В мире много исследовательских реакторов работали на высокообогащенном уране, что создавало риски распространения ядерного материала. В конце 1970-х годов были подписаны соглашения, поддержанные МАГАТЭ, на перевод исследовательских реакторов на топливо низкого уровня обогащения (менее 20%) без ущерба для эксплуатационных характеристик этих реакторов. Разработкой тепловыделяющих сборок с обогащением ниже 20% по урану-235 для исследовательских реакторов, а также нейтронно-физическими расчетами и анализом безопасности занимались и занимаются многие исследователи, в том числе российские (П.М. Егоренко, В.А. Насонов, А. Талиев, А.А. Енин, А.В. Ватулин, А.Н. Ерыкалов, Ю.В. Петров, Н.В. Архангельский, К.А. Коноплев, А.Л. Ижутов), американские (N. Hanan, Jordi Roglans-Ribas, G. Hofman, Arne P. Olson, J. Matos), казахстанские (Ф.М. Аринкин, П.В. Чакров, Л.В. Чекушина, И. Добрикова, Ш.Х. Гизатулин, К.К. Кадыржанов, А.А. Шаймерденов), южно-корейские (Jong Man Park, Sangik Wu, C. Kim), чешские (A. D'ambrosio, J. Kysela, J. Ernest, M. Marek), узбекистанские (Б.С. Юлдашев, У.С. Салихбаев, И.И. Садиков, С.А. Байтелесов) и другие специалисты.

В результате проведенных исследований в мире были разработаны технологии производства низкообогащенного уран-молибденового, уран-силицидного и уран-диоксидного топлива. На Новосибирском (Россия) заводе химконцентратов было начато производство уран-диоксидного ТВС типа ВВР-КН, ВВР-М2 и ИРТ-4М с обогащением по ^{235}U ниже 20% для исследовательских реакторов, поставленных в Венгрию, Украину, Вьетнам, Чешскую Республику, Узбекистан, Казахстан, Ливию, Болгарию и Северную Корею. Однако все ТВС отличались друг от друга геометрическими размерами, формой, толщиной стенок твэлов, зазорами между твэлами, количеством урана в ТВС, материалами твэлов, топливной матрицы и т.д.

Для проведения конверсии реактора ВВР-СМ на низкообогащенное топливо необходимо было выполнить большой объем нейтронно-физических, теплогидравлических и теплотехнических расчетов, а также анализ безопасности, включающий моделирование аварийных ситуаций.

Связь диссертационного исследования с планами научно-исследовательских работ научно-исследовательского учреждения, где выполнена диссертация. Диссертационная работа выполнена в рамках плана научно-исследовательских работ Института ядерной физики АН РУз по темам: № ФА-А-14-Ф-062 «Постконверсионное улучшение эксплуатационных параметров исследовательского реактора ВВР-СМ» (2009–2011), № ФА-Ф2-Ф070+Ф075 «Исследования специфических электрических, тепловых и механических свойств реакторных материалов и высокотемпературных сверхпроводников» (2012–2016), № Ф2-ФА-Ф112 «Экспериментальное исследование свойств и состояний ядерной материи при высоких и низких энергиях» (2012–2016), № ФА-А3-Ф004 «Разработка методов оптимизации топливных циклов и контроля параметров ядерного реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУз» (2018–2020), № БФ2-Ф006 «Минимизация активности продуктов

деления и трансураниевых изотопов и исследование их воздействия на конструкционные материалы ядерного реактора ВВР-СМ» (2017-2020), № ФА-Атех-2018-(175+170) «Разработка методов оптимизации топливных циклов и контроля параметров ядерного реактора ВВР-СМ» (2018-2020), а также в рамках контракта 6F-01024 «Analysis in support of the Conversion of the WWR-SM Reactor in Ulugbek, Republic of Uzbekistan, to IRT-4M low enriched uranium (LEU) fuel» (2006-2009) с Аргоннской национальной лабораторией США.

Целью исследования является научное обоснование условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора ВВР-СМ при его эксплуатации и переводе на низкообогащенное ураном-235 топливо типа ИРТ-4М и моделирование возможных аварийных ситуаций.

Задачи исследования:

провести анализ безопасности реактора ВВР-СМ при конверсии реактора на использование в активной зоне 6-трубных ТВС типа ИРТ-4М с UO_2 топливом, обогащенным изотопом ^{235}U до 19,7%;

определить кинетические параметры и коэффициенты реактивности при использовании в активной зоне ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М;

рассчитать возможные ситуации с неуправляемым перемещением стержней управления реактора;

провести расчеты и анализ аварийных ситуаций в системе охлаждения реактора;

провести анализ возможных аварийных ситуаций в системе электроснабжения, в хранилищах ядерного топлива и оценить их последствия;

определить последствия аварийных ситуаций на экспериментальном оборудовании и устройствах;

провести анализ наиболее тяжёлых аварийных ситуаций и оценку радиационной нагрузки на персонал и население;

определить последствия запроектных и гипотетических аварий;

рассмотреть и проанализировать аварийные ситуации/переходные процессы при эксплуатации реактора с 6-трубными и 8-ми трубными ТВС ИРТ-4М;

выяснить механизмы протекания процессов при различных моделируемых аварийных ситуациях для реактора ВВР-СМ.

Объектом исследования является обоснование ядерной безопасности исследовательского ядерного реактора ВВР-СМ при его конверсии на низкообогащенное топливо и его дальнейшая эксплуатация с тепловыделяющими сборками ИРТ-4М с низкообогащенным ураном (19,7%).

Предметом исследования являются различные аварийные ситуации при использовании в активной зоне тепловыделяющих сборок типа ИРТ-4М топливом, обогащенным изотопом ^{235}U до 19,7%.

Методы исследования. Методы компьютерного моделирования исследуемых процессов на базе пакетов специальных программ IRT-2D/PC, MCNP, WIMS, REBUS, PLTEMP, PARET.

Научная новизна исследования заключается в следующем:

впервые доказана безопасность работы реактора с 24 тепловыделяющими сборками ИРТ-4М, температурой воды на входе 45 °С и мощностью 11 МВт в обычных условиях эксплуатации для 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой смешанных активных зон с 6-трубными и 8-трубными тепловыделяющими сборками;

рассчитаны и проанализированы 27 моделей аварийных ситуаций/переходных процессов на реакторе ВВР-СМ, позволившие впервые осуществить безопасный перевод реактора на эксплуатацию с низкообогащенным урановым топливом;

выявлена глубокая подкритичность в хранилище «свежего» топлива при гипотетическом случае заполнения его водой – $k_{эф} < 0,52$ и $k_{эф} < 0,82$ для хранилищ отработавших тепловыделяющих сборок, которые меньше допустимого значения для хранилищ - $k_{эф} < 0,95$;

впервые рассчитаны дозовые воздействия внешнего излучения радиоактивного облака на границе санитарно-защитной зоны реактора (1000 м) при моделировании аварии с расплавлением одиночных тепловыделяющих сборок 0,25 Зв на все тело человека и 3 Зв на щитовидную железу, что значительно ниже разрешенных доз при авариях:

установлено, что отключение электропитания насосов первого контура не приводит к аварийной ситуации и реактор будет остановлен по сигналу об уменьшении расхода воды ниже 80% для всех активных зон;

определено, что поставляемый расход воды 0,245 м³/час при полном мгновенном разрыве трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ, превышает минимально требуемый при этом в 2,2-3,2 раза;

в результате моделирования показано, что реактор будет остановлен системой аварийной защиты при поступлении холодной воды в бак реактора.

Практические результаты исследования заключаются в следующем:

нейтронно-физическими и теплогидравлическими расчетами и анализом рассмотренных аварийных ситуаций показано, что при переводе реактора на низкообогащенное топливо ИРТ-4М система безопасности успешно справляется с возможными аварийными ситуациями;

обоснована ядерная безопасность эксплуатации реактора ВВР-СМ с использованием как 6-трубных, так и 8-трубных тепловыделяющих сборок ИРТ-4М с 19,7% обогащением по урану-235;

установлено, что остановка реактора системой аварийной защиты при поступлении холодной воды в бак реактора происходит по сигналу о превышении мощности в 12 МВт для всех активных зон;

выявлено, что при неуправляемом перемещении стержней управления реактора система аварийной защиты реактора остановит цепную реакцию по превышению мощности, без возникновения аварийной ситуации.

Достоверность результатов исследования обосновывается комплексным применением современных методов физического эксперимента и теоретического анализа, хорошей воспроизводимостью результатов; созданием конкретных физических моделей и непротиворечивостью выводов

общим физическим представлениям.

Научная и практическая значимость результатов исследования. Научная значимость результатов заключается в развитии научных положений, вносящих весомый вклад в анализ безопасности исследовательских реакторов, откликов реактора на различные аварийные ситуации и переходные процессы. Практическая значимость результатов состоит в решении важной научной проблемы – безопасном переводе реактора ВВР-СМ на использование низкообогащенного ядерного топлива, а также установке аварийного насоса и аварийной вентиляции с целью повышения безопасности эксплуатации реактора и минимизации последствий аварийных ситуаций.

Внедрение результатов исследований. На основе полученных результатов по моделированию аварийных ситуаций на реакторе ВВР-СМ при конверсии на низкообогащенное топливо:

доказанная безопасность работы реактора с 24 тепловыделяющими сборками ИРТ-4М, температурой воды на входе 45 °С и мощностью 11 МВт без нагрузок в обычных условиях эксплуатации была использована на реакторе ВВР-СМ Института ядерной физики АН РУз (письмо Академии наук Республики Узбекистан № 2/1255-266 от 7 февраля 2022 года). Использование результатов позволило обеспечить безопасный перевод реактора с эксплуатации топлива с высокообогащенным ураном на низкообогащенное ураном топливо;

рассчитанные и проанализированные модели аварийных ситуаций/переходных процессов на реакторе ВВР-СМ были использованы на реакторе ВВР-К Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан при разработке отчета по анализу безопасности исследовательского реактора ВВР-К с низкообогащенным топливом (письмо Института ядерной физики Министерства энергетики Республики Казахстан № 34-15.08-12/1181 от 20 октября 2021 года). Использование результатов позволило обосновать безопасность конверсии исследовательского реактора ВВР-К на низкообогащенное урановое топливо;

рассчитанные дозовые воздействия внешнего излучения радиоактивного облака на границе санитарно-защитной зоны реактора при моделировании аварии с расплавлением одиночных тепловыделяющих сборок использованы на реакторе ВВР-СМ Института ядерной физики АН РУз (письмо Академии наук Республики Узбекистан № 2/1255-266 от 7 февраля 2022 года). Использование результатов позволило обеспечить безопасную работу реактора;

определенный минимальный расход воды при полном мгновенном разрыве трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ, рассчитанные и проанализированные модели аварийных ситуаций/переходных процессов на реакторе ВВР-СМ были использованы на реакторе ВВР-СМ Института ядерной физики АН РУз (письмо Академии наук Республики Узбекистан № 2/1255-266 от 7 февраля 2022 года). Использование результатов позволило безопасно провести перевод реактора на эксплуатацию с низкообогащенным урановым топливом, в настоящее время в реакторе используется

низкообогащенное топливо типа ИРТ-4М в полностью безопасном режиме.

Апробация результатов исследования. Основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на 8 международных и республиканских конференциях.

Опубликованность результатов исследования. По теме диссертации опубликованы 19 научных работ, из них 10 статей в научных изданиях, рекомендованных Высшей аттестационной комиссией Республики Узбекистан для публикации основных научных результатов докторских диссертаций, из которых 4 в зарубежных научных журналах.

Структура и объём диссертации. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка использованной литературы. Объём диссертации составляет 179 страниц.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ ДИССЕРТАЦИИ

Во **введении** диссертации обоснованы ее актуальность и востребованность, сформулированы цели и задачи, определены предмет и методы исследования, изложена научная новизна проведенного исследования, обоснована достоверность полученных результатов, раскрыта их теоретическая и практическая значимость.

В первой главе диссертации **«Конверсия исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо и исследование параметров реакторов при конверсии»** дан обзор литературы, посвященный проблеме снижения обогащения топлива для использования в исследовательских реакторах. В литературе отражены работы по созданию новых типов топлива с более плотным расположением низкообогащенного урана (до 20% обогащения по ^{235}U) в топливной матрице. Рассматриваются различные комбинации топлива – уран-диоксидное, уран-молибденовое и уран-силицидное. Наиболее перспективным оказывается топливо из U-9Mo плотностью 5 гU/см³. Кроме того, описаны программы, используемые для расчетов активных зон исследовательских реакторов. Эти программы позволяют проводить нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, расчеты аварийных ситуаций и переходных процессов. Расчеты необходимы для оценки ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации реактора. Ряд этих программ использовались для проведения моделирования аварийных ситуаций на реакторе ВВР-СМ при переводе его на низкообогащенное топливо.

Во второй главе диссертации **«Результаты анализов переходных процессов/аварий для активных зон реактора ВВР-СМ с высокообогащенным урановым топливом, первой смешанной с высокообогащенными низкообогащенным урановым топливом и для полностью с низкообогащенным урановым топливом»** приведены описания и

характеристики, используемых в активной зоне (а.з.) реактора, топливных сборок ИРТ-3М и ИРТ-4М, активной зоны реактора и процесса конверсии.

Процесс конверсии проводился в 9 этапов в течение определенного времени. Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, а также расчеты аварийных ситуаций для 10 активных зон:

1. ВОУ а.з. – 18 ТВС ИРТ-3М.
2. 1-ая смешанная а.з. – 16 ТВС ИРТ-3М и 4 ТВС ИРТ-4М.
3. 2-ая смешанная а.з. – 14 ТВС ИРТ-3М и 6 ТВС ИРТ-4М.
4. 3-ая смешанная а.з. – 12 ТВС ИРТ-3М и 8 ТВС ИРТ-4М.
5. 4-ая смешанная а.з. – 10 ТВС ИРТ-3М и 10 ТВС ИРТ-4М.
6. 5-ая смешанная а.з. – 8 ТВС ИРТ-3М и 12 ТВС ИРТ-4М.
7. 6-ая смешанная а.з. – 6 ТВС ИРТ-3М и 14 ТВС ИРТ-4М.
8. 7-ая смешанная а.з. – 4 ТВС ИРТ-3М и 16 ТВС ИРТ-4М.
9. 8-ая смешанная а.з. – 2 ТВС ИРТ-3М и 18 ТВС ИРТ-4М.
10. НОУ активная зона – 20 ТВС ИРТ-4М.

В диссертации приведены расчеты аварийных ситуаций/переходных процессов для 3 активных зон – с ВОУ топливом, 1-ой смешанной активной зоны и с НОУ топливом. Пропуск расчетов для смешанных а.з. со 2-ой по 8-ую связаны с тем, что кинетические параметры и отклики реактора не сильно изменяются от зоны к зоне, а также ограничением объема диссертации.

Далее описаны методы и программы, использованные для проведения анализа безопасности.

Для создания 2-групповых поперечных сечений использовалась программа WIMS-ANL. Далее 2-групповые поперечные сечения использовалась в программе IRT-2D для расчета выгорания. Затем программа IRT-2D использовалась для анализа выгорания по циклам. Топливные композиции, полученные в результате анализа выгорания, были использованы в детальной модели, которая была использована в программе MCNP4C. Эта MCNP модель использовалась для выполнения всех нейтронно-физических анализов в статическом состоянии, которые предоставили подробные данные о плотности мощности и кинетических параметрах, необходимых для теплогидравлических анализов в статическом состоянии и анализа безопасности переходных процессов.

Программа PLTEMP использовалась для проведения теплогидравлических расчетов на основе полученных в программе MCNP результатов.

Расчеты анализа безопасности переходных процессов, результаты которых представлены ниже, были выполнены с использованием программы PARET.

Переходные процессы начинаются с номинальной максимальной мощности, которая составляет 10 МВт для а.з. с ВОУ топливом и 11 МВт для всех остальных а.з.; уставка аварийного останова по превышению мощности составляет 12 МВт для всех а.з. Время задержки между превышением любой уставки и началом движения стержня управления в а.з. составляет 0,1 с. Аварийный останов во время работы реактора состоит из падения трех

стержней аварийной защиты (АЗ) из полностью выведенного положения и падения шести компенсирующих стержней (КС) из критического положения; падение шести компенсирующих стержней КС (консервативно) не учитывается в представленных ниже расчетах. Падение стержня АЗ на полную длину в 0,6 м происходит за 0,5 с. КС полностью вводится в а.з. с постоянной скоростью 35 мм/с. 3 насоса первого контура продолжают работать после аварийного останова для переходных процессов, вызванных введением реактивности. Подача теплоносителя насосами первого контура снижается до практически нулевого расхода в течение 4 с после потери электропитания. Небольшой вспомогательный насос работает непрерывно от батареи со скоростью 100 м³/ч.

Проведены расчеты кинетических параметров и коэффициентов реактивности. Они важны для определения ответа а.з. после аварии/переходного процесса.

Также были вычислены вводимые реактивности для высокообогащенной ураном (ВОУ), 1-ой смешанной и низкообогащенной ураном (НОУ) активных зон.

В диссертационную работу вошли результаты проведенных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов, а также проведенный анализ переходных процессов/аварийных ситуаций, указанных ниже:

1. Выброс стержня автоматического регулирования
2. Выброс компенсирующего стержня
3. Отключение охлаждающих насосов первого контура в результате пропадания электропитания
4. Моделирование возможных выходов продуктов деления тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе ВВР-СМ - блокировка протока теплоносителя через одну ТВС в результате попадания постороннего предмета в теплоноситель.
5. Падение ТВС в ячейку активной зоны
6. Потеря теплоносителя - разрыв трубопровода первого контура или самого центрального бака с одновременным отказом системы аварийного орошения
7. Добавление холодной воды в активную зону
8. Увеличение реактивности экспериментальными устройствами
9. Самопроизвольное извлечение стержней АЗ
10. Самопроизвольное извлечение рабочего органа КС
11. Вытеснитель стержня КС заменен водой
12. Нейтронно-физический анализ и статический теплогидравлический анализ для активных зон реактора ВВР-СМ
13. Результаты анализов процессов/аварий для 6-ти и 8-ми трубных ТВС типа ИРТ-4М активных зон реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ
14. Нейтронные характеристики для расчетов переходных процессов для активной зоны из 6-ти и 8-ми трубных ТВС
15. Выброс компенсирующего стержня для активной зоны из 6-ти и 8-ми трубных ТВС

16. Отключение насосов охлаждения из-за потери электропитания для активной зоны из 6-ти и 8-ми трубных ТВС
17. Падение ТВС в ячейку активной зоны для активной зоны из 6-ти и 8-ми трубных ТВС
18. Падение ТВС на активную зону для активной зоны из 6-ти и 8-ми трубных ТВС
19. Полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура
20. Анализ критичности топлива при хранении
21. Потеря качества изоляции или обрыв в кабельной коммуникации ионизационной камеры АР.
22. Мгновенное закрытие задвижки
23. Запроектная авария - разрыв трубы первого контура происходит с одновременным отказом системы орошения
24. Нарушения в работе второго контура
25. Падение свежей ТВС в хранилище отработавшего топлива
26. Падение предметов в хранилище отработавшего топлива.
27. Попадание воды в хранилище «свежего» топлива

Проанализированы следующие переходные процессы/аварии:

- Выброс стержня автоматического регулирования;
- выброс компенсирующего стержня;
- потеря электропитания;
- блокировка ТВС;
- (Электрическое) нарушение изоляции или обрыв в КИП системы автоматического контроля стержня автоматического регулирования;
- Падение ТВС в ячейку активной зоны;
- Потеря теплоносителя;
- Добавление холодной воды;
- Увеличение реактивности экспериментальными устройствами;
- Самопроизвольное извлечение стержней АЗ
- Вытеснитель стержня КС заменен водой;

В автореферате диссертационной работы приведены результаты анализов некоторых переходных процессов/аварий из списка, указанного выше, имеющих наибольшее влияние на ядерную и радиационную безопасность.

Выброс компенсирующего стержня.

Каждый КС соединен кабелем с электроприводом, расположенным на специальной площадке. Стержень охлаждается нисходящим потоком воды через зазор между стержнем и стенкой канала. Поэтому выброс стержня из а.з. вверх маловероятен. Выброс стержня вниз ограничивается вытеснителем, расположенным под поглотителем. В случае, если стержень во время работы реактора не находится в предельно нижнем положении и произойдет торможение троса, стержень будет погружаться до упора. Это приведет к снижению уровня мощности реактора и аварийной ситуации не произойдет (табл.1).

Анализ активных зон с высокообогащенным, низкообогащенным урановым топливом и 1-ой смешанной активной зоны.

Таблица 1

Параметры реактора при выбросе компенсирующего стержня

Параметр	ВОУ а.з.	1-ая смешанная а.з.	НОУ а.з.
Реактивность пары стержней КС-1, $\$$ ¹	5,526	5,263	5,658
Реактивность 1 стержня КС-1, $\$$	2,763	2,632	2,829
Начальная мощность реактора	10	11	11
Аварийный останов из-за превышения мощности в 12 МВт, с	0,04	0,02	0,03
Максимальная мощность, МВт	28,20	25,10	26,91
Время достижения максимальной мощности, с	0,14	0,13	0,13
Максимальная реактивность, $\$$	0,6811	0,599	0,633
Время достижения максимальной реактивности, с	0,14	0,12	0,12
Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-3М, °С	125,15	124,1	
Время достижения максимальной температуры поверхности оболочки ИРТ-3М, °С	0,17	0,16	
Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-4М, °С		103,00	118,7
Время достижения максимальной температуры поверхности оболочки ИРТ-4М, °С		0,17	0,17

Температура оболочки, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе - 123 °С для ТВС ИРТ-3М и 126 °С для ТВС ИРТ-4М.

Отключение охлаждающих насосов первого контура в результате пропадания электропитания.

- Потеря электропитания вызывает отключение всех насосов первого (3) и второго (4) контура;
- Потеря электропитания вызывает отключение реактора - консервативно предполагается отключение по низкому расходу (80% от номинального);
- Аварийный насос с питанием от «надежного источника питания» (аккумулятор) продолжает работать (100 м³/ч).

Это переходной процесс потери потока с аварийным остановом по потере электропитания в самом начале переходного процесса. В случае пропадания электропитания для насосов первого контура защита от аварии также может быть активирована по следующим независимым каналам:

- снижение давления в подающем трубопроводе первого контура,
- уменьшение расхода в первом контуре на 20% от номинального уровня,
- уменьшение перепада давления в активной зоне.

¹ 1 доллар реактивности равен 1 $\beta_{эф}$ =0,76%

При потере электропитания в работе остается только один аварийный насос (мощность ~ 7,5 кВт, расход воды 100 м³/ч).

Анализ активных зон с высокообогащенным, низкообогащенным урановым топливом и 1-ой смешанной активной зоны.

По мере уменьшения потока теплоносителя температура увеличивается; этот нагрев приводит к отрицательной обратной связи по реактивности и снижению мощности. Останов реактора происходит из-за снижения расхода воды на 80%, так как с самого начала не принимался в расчет аварийный сигнал потери электропитания. Температуры оболочек намного ниже, чем температуры повреждения оболочки, и даже ниже, чем температура, при которой происходит образование пузырьков в теплоносителе (табл.2).

Таблица 2

Параметры реактора при отключении и охлаждающих насосов первого контура

Параметр	ВОУ а.з.	1-ая смешанная а.з.	НОУ а.з.
Начальная мощность реактора	10	11	11
Останов из-за снижения расхода воды на 80%, с	0,32	0,32	0,41
Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-3М, °С	105,98	111,45	
Время достижения максимальной температуры поверхности оболочки ИРТ-3М, °С	0,43	0,43	
Максимальная температура поверхности оболочки ИРТ-4М, °С		94,37	105,66
Время достижения максимальной температуры поверхности оболочки ИРТ-4М, °С		0,43	0,43

Моделирование возможных выходов продуктов деления тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе ВВР-СМ.

Для аварийной ситуации реактора ВВР-СМ одним из наиболее серьезных постулируемых переходных процессов является ситуация с блокировкой протока теплоносителя через одну ТВС в результате попадания постороннего предмета в теплоноситель. При прекращении циркуляции теплоносителя через ТВС предполагается, что ТВС расплавится и произойдет резкое повышение радиоактивности воды первого контура в результате плавления оболочки и выхода топливной композиции. Когда уровень гамма-излучения на трубопроводе первого контура достигнет 3,6 мГр/с, сработает система защиты от аварий и реактор будет заглушен. Если по какой-либо причине система защиты от аварии не сработает, то реактор будет остановлен оператором по предупреждающим сигналам:

- двукратное повышение уровня радиоактивности воздуха, выходящего в выхлопную трубу;

- двукратное увеличение бета-активности в воздухе, выходящем из надреакторного пространства.

Постулируется, что этот переходный процесс вызван блокировкой потока к одной топливной сборке. Далее предполагается, что во время этого переходного процесса расплавится одна тепловыделяющая сборка. Для активной зоны с ВОУ топливом предполагается, что плавится тепловыделяющая сборка с самым высоким средним выгоранием (60%). Для первой смешанной активной зоны (ТВС ИРТ-3М/ИРТ-4М) максимальное среднее выгорание ТВС с НОУ топливом составляет не более 6,6%, а для ТВС с ВОУ топливом максимальное среднее выгорание составляет около 60%. Поэтому предполагается, что для 1-й смешанной активной зоны плавится ТВС с ВОУ топливом с максимальным выгоранием; это ТВС с большим запасом продуктов деления. Последствия этого предполагаемого плавления одной ТВС ИРТ-3М одинаковы как для активной зоны с ВОУ топливом, так и для первой смешанной активной зоны.

Для активной зоны с НОУ топливом предполагается, что одна ТВС типа ИРТ-4М с максимальным средним выгоранием составляет 40%.

Активность изотопов продуктов деления внутри ТВС рассчитывалась по формуле:

$$Q_i = 0,84 \times Y_i \times P_o \times (1 - e^{-\lambda_i \times T_o})$$

где:

Q_i - количество изотопа i , содержащегося в топливе после T_o , Кюри,

P_o - уровень мощности топлива, Ватт,

Y_i - выход изотопа i при делении ^{235}U ,

λ_i - радиологическая постоянная распада изотопа, с^{-1} ,

T_o - интервал времени, в течение которого топливо находилось на мощности P_o , с.

Активности, рассчитанные по приведенному выше уравнению для одной ТВС ИРТ-3М, выгоревшей до 60%, и для одной ТВС ИРТ-4М, выгоревшей до 40% среднего выгорания (табл.3).

Остаточная энергия способна расплавить только алюминиевую матрицу (температура плавления ~ 600 °С), что приведет к выделению содержащихся в ней продуктов деления. Алюминиевая матрица содержит $\sim 10\%$ полной активности продуктов деления, что хорошо соответствует проведенной оценке доли осколков, оставивших зерно деления за счет кинетической энергии, полученной ими при делении урана (оценка предполагала диаметр зерна - 100 мкм, длину свободного пробега осколка в уране - 10 мкм).

Активности изотопов продуктов деления

Нуклиды	Активность, Бк	
	(ТВС ИРТ-3М с 60% выгоранием)	(ТВС ИРТ-4М с 40% выгоранием)
^{85}Kr	$2,60 \times 10^{14}$	$2,58 \times 10^{14}$
^{87}Kr	$4,70 \times 10^{14}$	$4,63 \times 10^{14}$
^{88}Kr	$6,40 \times 10^{14}$	$6,36 \times 10^{14}$
^{89}Kr	$7,99 \times 10^{14}$	$7,88 \times 10^{14}$
^{90}Kr	$8,84 \times 10^{14}$	$8,77 \times 10^{14}$
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	$2,78 \times 10^{13}$	$2,75 \times 10^{13}$
$^{133}\text{Xe}^{133}$	$8,36 \times 10^{14}$	$6,81 \times 10^{14}$
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	$3,12 \times 10^{14}$	$3,09 \times 10^{14}$
^{135}Xe	$1,11 \times 10^{15}$	$1,10 \times 10^{15}$
^{137}Xe	$1,06 \times 10^{15}$	$1,05 \times 10^{15}$
^{138}Xe	$9,55 \times 10^{14}$	$9,44 \times 10^{14}$
^{134}Cs	$2,25 \times 10^{14}$	$2,23 \times 10^{14}$
^{137}Cs	$7,62 \times 10^{12}$	$5,29 \times 10^{12}$
^{95}Sr	$7,03 \times 10^{14}$	$5,59 \times 10^{14}$
^{95}Nb	$9,69 \times 10^{14}$	$8,40 \times 10^{14}$
^{103}Ru	$4,51 \times 10^{14}$	$3,81 \times 10^{14}$
^{106}Ru	$1,17 \times 10^{13}$	$8,33 \times 10^{12}$
^{131}I	$5,37 \times 10^{14}$	$5,33 \times 10^{14}$
^{132}I	$7,62 \times 10^{14}$	$7,55 \times 10^{14}$
^{133}I	$1,13 \times 10^{15}$	$1,12 \times 10^{15}$
^{134}I	$1,35 \times 10^{15}$	$1,34 \times 10^{15}$
^{135}I	$1,06 \times 10^{15}$	$1,05 \times 10^{15}$
^{140}Ba	$1,10 \times 10^{15}$	$1,07 \times 10^{15}$
^{140}La	$1,11 \times 10^{15}$	$1,10 \times 10^{15}$
^{132}Te	$8,14 \times 10^{14}$	$8,07 \times 10^{14}$
Всего	$1,76 \times 10^{16}$	$1,69 \times 10^{16}$

Кроме того, предполагается, что из расплава выделяются следующие фракции продуктов деления различных классов (табл.4).

Таблица 4

Доли продуктов деления, выделившиеся из расплавленной ТВС

	Xe, Kr	I	Cs, Rb	Te, Se, Sb	Sr, Ba	Ru, Rh, Mo, Tc	Zr, Nb, V, La, Ce, Pr, Nd, Pu
UO_2	100	50	50	15	10	3	0,3
$^*\text{UO}_2$	100	50	50	15	3	3	3

* - экспериментальные данные, полученные при аварии на Чернобыльской АЭС.

После аварии система вентиляции останавливается, и продукты деления могут покинуть здание реактора только посредством утечки. В здании реактора нет отверстий и не проводятся измерения утечки. Поэтому в нашем анализе мы использовали скорость утечки 1%/день. Также предполагается, что

выброс происходит на уровне земли (консервативное предположение), а коэффициенты диффузии были получены из справочного материала.

Используя описанные выше предположения, были рассчитаны дозы на границе реактора (1000 м) и на расстоянии 200 м (табл.5 и 6).

Таблица 5

Эквивалентные дозы при расплавлении одной ТВС ИРТ-3М (60% выгорание)

Расстояние, м	Эквивалентная доза за 2 часа, Зв	Эквивалентная доза за 30 дней, Зв	Годовая эквивалентная доза, Зв
Для щитовидной железы			
200	$5,34 \times 10^{-2}$	$3,28 \times 10^{-1}$	$3,62 \times 10^{-1}$
1000	$3,45 \times 10^{-3}$	$2,05 \times 10^{-2}$	$2,24 \times 10^{-2}$
Для всего тела человека (внутреннее)			
200	$7,61 \times 10^{-4}$	$7,32 \times 10^{-3}$	$7,45 \times 10^{-3}$
1000	$4,91 \times 10^{-5}$	$4,43 \times 10^{-4}$	$4,58 \times 10^{-4}$
Для всего тела человека (внешнее)			
200	$3,88 \times 10^{-4}$	$1,40 \times 10^{-3}$	$1,70 \times 10^{-3}$
1000	$2,50 \times 10^{-5}$	$8,80 \times 10^{-5}$	$2,24 \times 10^{-4}$
Для всего тела человека (всего)			
200	$1,15 \times 10^{-3}$	$8,72 \times 10^{-3}$	$9,15 \times 10^{-3}$
1000	$7,41 \times 10^{-5}$	$5,31 \times 10^{-4}$	$6,82 \times 10^{-4}$

Таблица 6

Дозы при расплавлении одной ТВС ИРТ-4М (40% выгорание)

Расстояние, м	Эквивалентная доза за 2 часа, Зв	Эквивалентная доза за 30 дней, Зв	Годовая эквивалентная доза, Зв
Для щитовидной железы			
200	$5,30 \times 10^{-2}$	$3,26 \times 10^{-1}$	$3,60 \times 10^{-1}$
1000	$3,42 \times 10^{-3}$	$2,03 \times 10^{-2}$	$2,22 \times 10^{-2}$
Для всего тела человека (внутреннее)			
200	$7,43 \times 10^{-4}$	$7,14 \times 10^{-3}$	$7,27 \times 10^{-3}$
1000	$4,79 \times 10^{-5}$	$4,32 \times 10^{-4}$	$4,47 \times 10^{-4}$
Для всего тела человека (внешнее)			
200	$3,81 \times 10^{-4}$	$1,36 \times 10^{-3}$	$1,65 \times 10^{-3}$
1000	$2,46 \times 10^{-5}$	$8,54 \times 10^{-5}$	$2,16 \times 10^{-4}$
Для всего тела человека (всего)			
200	$1,12 \times 10^{-3}$	$8,50 \times 10^{-3}$	$8,92 \times 10^{-3}$
1000	$7,25 \times 10^{-5}$	$5,18 \times 10^{-4}$	$6,63 \times 10^{-4}$

Результаты расчетов показывают, что при аварии с расплавлением одиночных ТВС дозовое воздействие на границе санитарно-защитной зоны реактора (1000 м) от внешнего излучения радиоактивного облака, дозовое облучение щитовидной железы и дозовое воздействие внешнего излучения от загрязненной поверхности земли значительно ниже разрешенных доз при авариях: 0,25 Зв на расстоянии 1 км для дозы на все тело человека и предела в 3 Зв для дозы на щитовидную железу.

Для ликвидации последствий аварии будет задействована специальная комиссия, которая будет работать на основании инструкций по ликвидации аварий.

Результаты расчетов для активных зон с ВОУ топливом, первой смешанной и НОУ топливом показывают, что эксплуатация реактора ВВР-СМ не представляет проблем безопасности. Для всех конфигураций а.з. последствия переходных процессов/аварий практически одинаковы.

Потеря теплоносителя.

Опорожнение бассейна (центрального бака реактора) вследствие повреждения.

В качестве аварии опорожнения центрального бака реактора примем аварию, связанную с разрывом трубопровода первого контура или самого центрального бака с одновременным отказом системы аварийного орошения. В результате такой аварии произойдет утечка воды из центрального бака реактора и оголение а.з. При этом произойдет расплавление а.з., которая в виде расплава попадет в подреакторное помещение на бетонный пол. Расплав при высокой температуре будет находиться в течение длительного времени. Принимается, что вентиляция работает в штатном режиме, и выброс радиоактивности происходит в вентиляционную трубу с очисткой воздуха на аэрозольных и йодных фильтрах (эффективность очистки от аэрозолей 99,9%, от йодов 90%). Результаты расчета выброса продуктов деления в окружающую среду, с учетом очистки выбрасываемого воздуха на аэрозольных и йодных фильтрах указаны в таблице 7.

Таблица 7

Выброс радиоактивных продуктов деления в окружающую среду при расплавлении активной зоны

Нуклиды	⁸⁵ Kr	⁸⁷ Kr	⁸⁸ Kr	⁸⁹ Kr	⁹⁰ Kr	^{133m} Xe	¹³³ Xe	^{135m} Xe	¹³⁵ Xe	¹³⁷ Xe	¹³⁸ Xe	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	⁹⁸ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	¹³¹ I	¹³² I	¹³³ I	¹³⁴ I	¹³⁵ I	¹⁴⁰ Ba	¹⁴⁰ La	¹³² Te
Активность (Ки)	$1,26 \times 10^4$	$2,27 \times 10^4$	$3,10 \times 10^4$	$3,86 \times 10^4$	$4,20 \times 10^4$	$1,34 \times 10^3$	$5,54 \times 10^4$	$1,51 \times 10^4$	$5,38 \times 10^4$	$5,00 \times 10^4$	$4,62 \times 10^4$	$3,12 \times 10^{-1}$	$9,36 \times 10^{-1}$	$1,45 \times 10^1$	$1,60 \times 10^1$	$7,70 \times 10^1$	$3,70 \times 10^1$	$1,30 \times 10^3$	$1,85 \times 10^3$	$2,73 \times 10^3$	$3,28 \times 10^3$	$2,56 \times 10^3$	$5,34 \times 10^1$	$1,60 \times 10^1$	$6,00 \times 10^1$

Дозы внешнего и внутреннего облучения определялись с учетом наихудших значений коэффициентов разбавления в атмосфере из всех возможных для любых условий погоды.

Как видно из результатов оценки радиационных последствий аварии с оголением и расплавлением активной зоны, наибольшую опасность будет представлять внутреннее облучение щитовидной железы радиоактивным йодом. При этом облучение щитовидной железы ребенка на расстоянии 1000 м (санитарно-защитная зона) от реактора составит 0,104 Зв. Доза внешнего облучения от радиационного облака за время аварийного выброса составит 7,30 мЗв, а доза от активности продуктов деления, осевших на землю, составит

55,6 мЗв за год (табл.8). Так как прогнозируемые дозы внешнего и внутреннего облучения на границе санитарно-защитной зоны при аварии с расплавлением а.з. не превышает 0,25 Зв (нормы для аварийных ситуаций), не потребуются особых неотложных мероприятий по защите населения.

Таблица 8

Радиационная обстановка на местности при аварии с расплавлением активной зоны

Параметр	Доза, Зв				
	R=200 м	R=600 м	R=1000 м	R=6000 м	R=10000 м
Доза внешнего облучения от радиоактивного облака	0,0156	0,0104	$7,3 \times 10^{-3}$	$2,6 \times 10^{-3}$	$1,8 \times 10^{-3}$
Доза облучения щитовидной железы ребёнка	0,223	0,1486	0,104	0,0372	0,026
Доза внешнего облучения от загрязнённой поверхности земли, полученная за:					
1 сутки	$4,97 \times 10^{-3}$	$3,31 \times 10^{-3}$	$2,32 \times 10^{-3}$	$8,32 \times 10^{-4}$	$5,81 \times 10^{-4}$
30 суток	0,0558	0,0372	0,026	$9,3 \cdot 10^{-3}$	$6,5 \times 10^{-3}$
0,5 года	0,102	0,068	0,048	0,017	0,012
1 год	0,119	0,08	0,0556	0,02	0,0139

В третьей главе диссертации «**Результаты анализов процессов/аварий для активных зон реактора ВВР-СМ с 6- и 8- трубными тепловыделяющими сборками типа ИРТ-4М**» представлены результаты анализов процессов/аварий для 6-ти и 8-ми трубных ТВС типа ИРТ-4М активных зон реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ. Рассмотренные аварийные ситуации и переходные процессы такие же, как для а.з. с 6-трубными ТВС ИРТ-4М и для них проведен такой же комплекс расчетов. С их результатами можно ознакомиться в диссертационной работе.

Нейтронно-физический анализ и статический теплогидравлический анализ для активных зон реактора ВВР-СМ.

Активная зона ядерного реактора — это центральная часть реактора, в которой протекает управляемая цепная реакция деления изотопов ^{235}U . В цепной реакции выделяется энергия в виде кинетической энергии частиц деления, нейтронов и γ -излучения, β -распада. При эксплуатации следует, при необходимости, учитывать все возможные конфигурации активной зоны реактора, от исходной конфигурации с ВОУ топливом до конфигурации полностью с НОУ топливом. Также необходимо учитывать влияние установленных экспериментальных устройств или облучаемых материалов.

Расчет подкритичности

Критерий реактора ВВР-СМ для подкритичности гласит, что реактор должен быть по крайней мере 1% подкритичным со всеми стержнями управления и автоматическим регулирующим стержнем, полностью

загруженным в активную зону, при взведённом состоянии стержней аварийной защиты. Используя это условие, была определена подкритичность для проанализированных активных зон и результаты, представленные в таблице 9, показывают, что все рассматриваемые при конверсии реактора активные зоны соответствуют критерию подкритичности без каких-либо проблем.

Таблица 9

Подкритичность (погрешность менее 0,5%)

Конфигурация активной зоны	Подкритичность (реактивность, %)
18 ТВС ИРТ-3М	-8,1
16 ТВС ИРТ-3М / 4 ТВС ИРТ-4М, 1-ая смешанная а.з.	-5,5
14 ТВС ИРТ-3М / 6 ТВС ИРТ-4М, 2-ая смешанная а.з.	-6,0
12 ТВС ИРТ-3М / 8 ТВС ИРТ-4М, 3-ья смешанная а.з.	-6,1
10 ТВС ИРТ-3М / 10 ТВС ИРТ-4М, 4-ая смешанная а.з.	-6,3
8 ТВС ИРТ-3М / 12 ТВС ИРТ-4М, 5-ая смешанная а.з.	-6,8
6 ТВС ИРТ-3М / 14 ТВС ИРТ-4М, 6-ая смешанная а.з.	-7,2
4 ТВС ИРТ-3М / 16 ТВС ИРТ-4М, 7-ая смешанная а.з.	-7,6
2 ТВС ИРТ-3М / 18 ТВС ИРТ-4М, 8-ая смешанная а.з.	-7,8
20 ТВС ИРТ-4М, полностью НОУ а.з.	-7,8

Расчет реактивности стержней управления

Для плавного перехода от активной зоны с ВОУ топливом к активной зоне с НОУ топливом желательно, чтобы «веса» контрольных стержней не сильно менялись по мере изменения а.з., небольшие изменения в «весах» стержней управления также желаемы с точки зрения возможных переходных процессов, вызванных сбоями в механизме стержней управления. Реактивность («вес») стержней управления для активных зон с ВОУ топливом, для всех смешанных и полностью с НОУ топливом представлены в таблице 10. Влияние экспериментальных устройств на эффективность стержней СУЗ (Системы управления и защиты) незначительно.

В четвертой главе диссертации «**Анализ проектных и запроектной аварий**» проведен анализ проектных и запроектной аварий. В их число вошли:

- Полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура;
- Анализ критичности топлива при хранении;
- Потеря качества изоляции или обрыв в кабельной коммуникации ионизационной камеры АР;
- Мгновенное закрытие задвижки;
- Запроектная авария – ситуация с разрывом трубы первого контура с одновременным отказом системы орошения;
- Нарушения в работе второго контура;
- Падение свежей ТВС в хранилище отработавшего топлива;
- Падение предметов в хранилище отработавшего топлива.

Таблица 10

«Веса» стержней управления (%), (погрешность менее 2,0%)

Стержень управления	18 ИРТ-3М	16 ИРТ-3М/ 4 ИРТ-4М	14 ИРТ-3М/ 6 ИРТ-4М	12 ИРТ-3М/ 8 ИРТ-4М	10 ИРТ-3М/ 10 ИРТ-4М	8 ИРТ-3М/ 12 ИРТ-4М
	а.з. полностью с ВОУ топливом %	1-ая смешанная а.з. %	2-ая смешанная а.з. %	3-ая смешанная а.з. %	4-ая смешанная а.з. %	5-ая смешанная а.з. %
КС-1	4,2	4,0	4,1	4,1	4,1	4,2
КС-2	4,2	3,8	3,8	3,8	3,8	4,0
КС-3	3,2	2,7	2,7	2,7	2,7	2,7
КС-4	3,2	3,0	2,7	2,7	2,7	2,7
АР	0,5	0,6	0,6	0,6	0,6	0,6
АЗ-1	1,9	1,9	1,9	1,9	2,0	1,8
АЗ-2	2,0	1,9	1,9	1,9	1,9	1,8
АЗ-3	1,2	1,3	1,3	1,3	1,3	1,3
Запас реактивности при достижении критичности, %	5,6	5,7	5,7	5,6	5,6	5,2

Стержень управления	6 ИРТ-3М/ 14 ИРТ-4М	4 ИРТ-3М/ 16 ИРТ-4М	2 ИРТ-3М/ 18 ИРТ-4М	20 ИРТ-4М
	6-ая смешанная а.з. %	7-ая смешанная а.з. %	8-ая смешанная а.з. %	а.з. полностью с НОУ топливом %
КС-1	4,3	4,5	4,4	4,3
КС-2	4,1	4,2	4,1	4,1
КС-3	2,7	2,8	2,8	2,9
КС-4	2,7	2,8	2,8	2,8
АР	0,6	0,6	0,7	0,6
АЗ-1	1,8	1,8	1,8	1,9
АЗ-2	1,7	1,8	1,8	1,9
АЗ-3	1,3	1,3	1,3	1,3
Запас реактивности при достижении критичности, %	5,3	5,3	5,4	5,6

КС - компенсирующий стержень, АР – стержень автоматического регулирования, АЗ – стержень аварийной защиты

Полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура.

Рассмотрена аварийная ситуация, отражающая полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура исследовательского реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ. Проведен расчет аварийной ситуации и анализ для активных зон реактора с ВОУ топливом, первой смешанной и НОУ топливом.

Для проведенных расчетов нами были сделаны следующие допущения и предположения:

- Предполагается однородность брызг при орошении активной зоны.
- Если вода не испаряется полностью, то более высокий расход воды будет снимать то же самое количество тепла, что и минимальный расход воды.
- Выпаривание воды (даже части) производит пар, который будет идти вверх и препятствовать нисходящему потоку воды между топливными трубами. При недостаточном расходе воды, пар может полностью остановить стекание воды вниз. Дополнительный расход воды устраняет это явление.
- Позволяется некоторый нагрев топлива на начальном этапе аварии, пока температура твэлов не превышает структурный предел целостности оболочек, затем происходит уменьшение температуры твэлов по мере уменьшения энерговыделения, а поток поступающей воды поддерживается неизменным.
- Остаточное энерговыделение уменьшается со временем по закону Вигнера и Вея.
- Анализ аварийной ситуации выполнен для ТВС с максимальной плотностью мощности, в предположении, что все трубы этой ТВС имеют максимальную плотность мощности.

Описание аварии и ее анализ.

Аварийная ситуация с полным мгновенным поперечным разрывом трубопровода первого контура реактора является одной из наиболее опасных аварийных ситуаций.

В случае полного мгновенного поперечного разрыва трубопроводов первого контура (всасывающего либо напорного) вне бака реактора, реактор останавливается системой аварийной защиты из-за отклонения от нормы следующих параметров:

- давление в 1-м контуре меньше 10%;
- расход воды в 1-ом контуре меньше 20%;
- уровень воды в центральном баке реактора меньше 30 см;
- перепад давления в активной зоне меньше 20%.

При снижении уровня воды в центральном баке реактора до отметки 2,7 м (менее 1 метра над активной зоной) автоматически откроются специальные вентили и производится подача воды из баков запасного дистиллята в бак реактора через душевое устройство системы аварийного орошения а.з. Объем

баков запасного дистиллята составляет 40 м³. Расход воды через душевое устройство – 15 м³/ч.

Вода, вытекающая из бака реактора, собирается в канале системы сбора аварийных протечек, расположенном в полу помещения насосной первого контура. Как только уровень воды в канале системы сбора аварийных протечек достигнет отметки 700 мм от пола канала, автоматически включится один из двух аварийных насосов для возврата воды в центральный бак реактора через систему аварийного орошения активной зоны. Остаточное тепловыделение а.з. отводится путем орошения поверхности твэлов, предотвращая их нагрев до температуры плавления. При аварийном орошении а.з. часть воды, собираемая в канале системы сбора аварийных протечек, частично испаряется. Объем испаряемой воды будет автоматически пополняться при работе системы аварийного орошения (при подаче дистиллированной воды из баков). Если запасы дистиллята исчерпаны, в систему аварийного орошения а.з. подается техническая вода из водопроводной сети или из второго контура. Имеются также возможности подачи технической воды из пожарного водопровода или из пожарной машины.

Программа PARET не в состоянии рассчитать переходный режим потери воды из бака реактора в случае полного мгновенного поперечного разрыва трубопровода первого контура. Нами произведена оценка времени опустошения бака и оценка минимального расхода воды через душирующее устройство, обеспечивающее охлаждение твэлов ТВС в а.з.

Для оценки времени, необходимого на полное опустошение бака реактора, бак разделяется на 3 области (рисунок 1):
 1 – диаметром 1100 мм, высотой Н₁=4,7 м и объемом 4,464 м³,
 2 - диаметром 682 мм, высотой Н₂=1 м и объемом 0,365 м³,
 3 - диаметром 350 мм, высотой Н₃=1,3 м и объемом 0,125 м³.

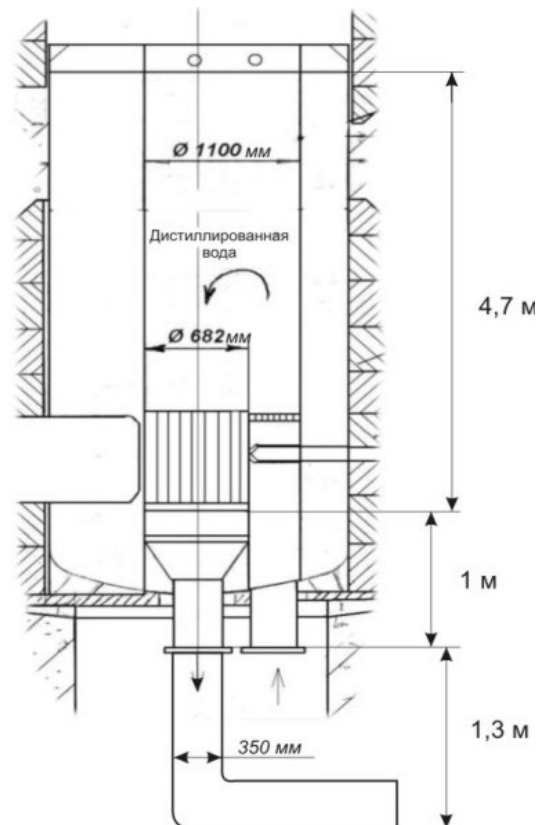


Рисунок 1. Вид бака реактора сбоку

Полный объем бака реактора – 4,954 м³. Используемая нами формула:

$$V_i = \sqrt{2 \times g \times H_i}, \quad T_i = \frac{S_i \times HD}{S_3 \times V_i}$$

где V_i - скорость воды в трубе S₃, м/с, g – ускорение свободного падения – 9,8 м/с², S_i - вторая область, S₃ – 3,14×(0,175)², HD - шаг на расстояние 0,1 м.

Оцененное нами время для срабатывания системы орошения – 3,72 с. Оцененное нами время, требуемое на полное опустошение: первой области –

4,92 с, второй области – 0,44 с, третьей области – 0,42 сек. Таким образом, оценочное время, требуемое на полное опустошение бака реактора – 5,78 с.

После потери воды, охлаждение ТВС обеспечивается душированием воды, которая течет вниз по поверхности твэлов. При душировании температура топливных элементов немного отличается от температуры кипения воды. При недостаточном расходе воды, текущей вниз по ТВС, она высыхает, не достигая хвостовика ТВС. Таким образом, сухая часть топливных элементов будет охлаждаться только паром и может нагреться до более высокой температуры.

Необходимый расход воды при остаточном энерговыделении определен равенством энергии в ТВС и высокой температурой, поглощенной водой, падающей на ТВС. Нагревание воды происходит за счет повышения его температуры на входе в ТВС до температуры насыщения, за счет поглощения дополнительной энергии, вызываемой напылением воды. Минимальный расход воды происходит в случае его полного испарения (табл.11).

Таблица 11

Параметры реактора при полном мгновенном поперечном разрыве трубопровода первого контура

Параметр	активная зона с ВОУ топливом	1-ая смешанная активная зона	активная зона с НОУ топливом
Начальная мощность реактора, МВт	10	11	11
Средняя мощность 1 ТВС, МВт	0,034	0,034	0,034
Время достижения максимальной мощности, с	1	1	1
Неравномерность энерговыделения	1,61	1,62	1,5
Мощность, снимаемая с одной ТВС, с учетом неравномерности, МВт	0,0547	0,0551	0,051
Минимальный расход воды, необходимый для охлаждения одной ТВС, м ³ /ч	0,082	0,082	0,076
Поставляемый расход воды в ТВС, м ³ /ч	0,245	0,245	0,245
Фактор превышения фактического расхода воды над необходимым расходом	3	3	3,2

Баланс энергии может быть выражен в виде формулы:

$$Q_{min}^{TBC} = \frac{P}{n(ct+r)}, \quad (1)$$

где P - остаточное энерговыделение в активной зоне, вычисленное по формуле Вигнера и Вея:

$$P(t)=0,0622 \times P_0 \times (t^{-0,2} - (t_0+t)^{-0,2})$$

t₀ - оперативное время реактора на мощности

$P_0, t_0 = (20 \text{ дней}) \times (24 \text{ час/дней}) \times (3600 \text{ секунд/час})$

t - время после остановки реактора, с.

n - количество ТВС в активной зоне.

c - теплоемкость воды – 4,2 кДж/кг \times °К

Δt – разность температуры насыщения и нагретой воды или 105-45=60 °С

r – энергия парообразования - 2256 кДж/кг

Q_{\min}^{TBC} - минимальный расход воды для ТВС со средним остаточным энерговыделением.

Анализ активных зон реактора с ВОУ топливом, первой смешанной и НОУ топливом

Проведенные расчеты и анализ аварийной ситуации, когда происходит полный мгновенный разрыв трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ при конверсии реактора на использование низкообогащенного топлива типа ИРТ-4М показывают, что система безопасности реактора, включающая в себя душирование активной зоны, справится с аварией не вызывая расплавления активной зоны и не создавая угрозу безопасности персонала реактора и окружающих.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Главный итог выполненного исследования сводится к проведенной впервые в мире поэтапной конверсии реактора ВВР-СМ ИЯФ АН РУ с использования высокообогащенного ураном топлива типа ИРТ-3М (36% обогащения по ^{235}U) на низкообогащенное ураном топливо типа ИРТ-4М (19,7% обогащения по ^{235}U) с полным соблюдением ядерной и радиационной безопасности.

На основе проведенных исследований по диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук (DSc) на тему «Моделирование аварийных ситуаций в реакторе ВВР-СМ при конверсии на низкообогащенное топливо», анализа 27 аварийных ситуаций и переходных процессов, получены следующие результаты:

1. Выявлено, что при использовании в активной зоне ВОУ, НОУ, так и ВОУ + НОУ топлива, система безопасности реактора заглушит реактор по достижении уставки по мощности при неуправляемом перемещении стержней управления реактора без возникновения аварийной ситуации.
2. Впервые рассчитаны дозовые воздействия от внешнего излучения радиоактивного облака на границе санитарно-защитной зоны реактора (1000 м) при моделировании аварии с расплавлением одиночных ТВС и выявлено, что они значительно ниже разрешенных доз при авариях: 0,25 Зв на расстоянии 1 км для дозы на все тело человека и предела в 3 Зв для дозы на щитовидную железу.
3. Установлено, что реактор будет заглушен рабочими органами аварийной защиты при непредвиденном поступлении холодной воды в бак реактора.

4. Установлено, что отключение электропитания насосов первого контура не приводит к аварийной ситуации и реактор будет остановлен по сигналу об уменьшении расхода воды ниже 80% для всех активных зон.
5. Выявлена глубокая подкритичность в хранилище «свежего» топлива при гипотетическом случае заполнения его водой – $k_{эф} < 0,52$ и $k_{эф} < 0,82$ для хранилищ ОТВС, которые меньше допустимого значения для хранилищ как «свежего», так и отработавшего топлива - $k_{эф} < 0,95$.
6. Выявлено, что заполнение горизонтальных экспериментальных каналов водой не вызовет аварийной ситуации вследствие останова реактора по сигналу превышения мощности в 12 МВт.
7. Впервые установлена возможность работы реактора с 24 ТВС ИРТ-4М, температурой воды на входе 45 °С и мощностью 11 МВт без каких-либо нагрузок в обычных условиях эксплуатации для 1-ой, 4-ой, 7-ой и 10-ой смешанных активных зон с 6-трубными и 8-трубными ТВС.
8. Выявлено, что имеющийся расход воды над минимально требуемым составляет 2,2-3,2 раза при полном мгновенном разрыве трубопровода первого контура реактора ВВР-СМ.
9. Результаты 27 смоделированных аварийных ситуаций/переходных процессов, рекомендованных со стороны МАГАТЭ, на реакторе ВВР-СМ при переводе его на низкообогащенное топливо позволили уверенно и безопасно впервые провести перевод реактора на эксплуатацию с высокообогащенным ураном топлива на низкообогащенное ураном топливо.

В результате проведенных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов, а также анализа аварийных ситуаций/переходных процессов на реакторе ВВР-СМ техническим советом реактора было принято техническое решение по усилению безопасности эксплуатации реактора:

1. Установлен аварийный насос с расходом 90 м³/ч в первом контуре реактора.
2. Установлена аварийная вентиляция.

**SCIENTIFIC COUNCIL DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 ON AWARDING
OF SCIENTIFIC DEGREE AT THE INSTITUTE OF NUCLEAR
PHYSICS**

INSTITUTE OF NUCLEAR PHYSICS

KUNGUROV FAKHRULLA RAKHMATULLAEVICH

**MODELING OF ACCIDENT SITUATIONS IN WWR-SM REACTOR
DURING CONVERSION TO LOW ENRICHED FUEL**

01.04.01 –Instruments and methods of experimental physics

**DISSERTATION ABSTRACT
for the degree of doctor of science (DSc) on technical sciences**

Tashkent - 2021

The topic of doctoral dissertation (DSc) is registered by the Supreme Attestation Commission under the Cabinet of Ministers of the Republic of Uzbekistan under the number B2021.2.DSc/T430

Doctoral dissertation was carried out at the Institute of Nuclear Physics of Uzbekistan Academy of Sciences.

The abstracts of the dissertation were posted in three languages (Uzbek, Russian, English (resume)) on the website of the Scientific Council at www.inp.uz and on the web site of Ziyonet educational information portal www.ziyonet.uz.

Scientific consultant:

Sadikov Ilkham Ismailovich

Doctor of Technical Sciences, Professor

Official opponents:

Bakhrarov Sagdilla Abdullayevich

Doctor of physical and mathematical sciences, professor, academician of the Academy of sciences of the Republic of Uzbekistan

Zaynobiddinov Sirojiddin Zaynobiddinovich

Doctor of Physical and Mathematical Sciences, Professor academician of the Academy of sciences of the Republic of Uzbekistan

Khujaev Saidakhmad

Doctor of Technical Sciences, Senior Researcher

Lead Organization:

**Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan
Institute of Nuclear Physics**

The defense of the dissertation will be held on "_____" 2022 at _____ hours at the meeting of the Scientific Council DSc.02/30.12.2019.FM/T.33.01 at the Institute of Nuclear Physics (Address: Khuroson st. 1, settlement Ulugbek, 100214, Tashkent, tel.: +998 71-289-3141, fax: +998 71-289-3665; e-mail: info@inp.uz)

The text of doctoral dissertation (DSc) can be read through in the Information Resource Center of the Institute of Nuclear Physics (registered under № _____. Address: Khuroson st. 1, settlement Ulugbek, 100214, Tashkent, tel.: +998 71-289-3119).

The abstracts of the dissertation were distributed on "_____" 2022.
(Registry record № _____ dated "_____" _____ 2022)

M.Yu. Tashmetov

Chairman of the Scientific Council
on Award of scientific Degrees, D.Ph-M.S., Professor

O.R. Tojiboev

Scientific Secretary of the Scientific Council
on Award of scientific Degrees, Ph.D., Senior Researcher

E.M. Tursunov

Chairman of the Scientific Seminar at the Scientific Council
On Award of Scientific Degrees, D.Ph-M.S, Professor

INTRODUCTION (Annotation of doctoral dissertation)

The aim of the research work is a scientific justification of the conditions for ensuring nuclear and radiation safety of the WWR-SM research nuclear reactor during its operation and conversion to low-enriched uranium-235 IRT-4M type fuel and modeling of possible accident situations.

The tasks of the research work:

carry out a safety analysis of the WWR-SM reactor during the conversion of the reactor to the use in the core of 6-tube IRT-4M type fuel assemblies with UO_2 fuel enriched in the ^{235}U isotope up to 19,7%;

to determine the kinetic parameters and reactivity coefficients when IRT-3M and IRT-4M fuel assemblies are used in the core;

calculate possible situations with uncontrolled movement of the reactor control rods;

carry out calculations and analysis of accidents in the reactor cooling system;

analyze possible accidents in the power supply system, nuclear fuel storages and assess their consequences;

determine the consequences of accidents on experimental equipment and devices;

carry out an analysis of the most severe accidents and an assessment of the radiation load on personnel and the public;

determine the consequences of beyond design basis and hypothetical accidents;

review and analyze accidents/transients during reactor operation with 6-tube and 8-tube IRT-4M fuel assemblies;

find out the mechanisms of the processes in various modeled accidents/transients for the WWR-SM reactor.

The object of the research work is the justification of the nuclear safety of the WWR-SM research nuclear reactor during its conversion to low enriched fuel and its further operation with IRT-4M fuel assemblies with low-enriched uranium (19,7%).

The subject of the research work is various accidents when using IRT-4M type fuel assemblies enriched in ^{235}U isotope up to 19,7% in the active core.

Scientific novelty of the research work is as follows:

for the first time, the safety of operating a reactor with 24 IRT-4M fuel assemblies, an inlet water temperature of 45 °C and a power of 11 MW without loads under normal operating conditions for the 1st, 4th, 7th and 10th mixed cores with 6-tube and 8-tube fuel assemblies is proved;

27 accident/transient models at the WWR-SM reactor were calculated and analyzed, which made it possible for the first time to safely convert the reactor to operation with low-enriched uranium fuel.

deep subcriticality was revealed in the storage of "fresh" fuel in the hypothetical case of filling it with water - $k_{\text{ef}} < 0,52$ and $k_{\text{ef}} < 0,82$ for storages of spent fuel assemblies, which are less than the allowable value for storages - $k_{\text{ef}} < 0,95$;

for the first time, the dose effects of external radiation from a radioactive cloud at the reactor sanitary-protection boundary (1000 m) were calculated in the modeling of an accident with the melting of single fuel assemblies of 0,25 Sv for the whole body and 3 Sv for the thyroid gland, which is significantly lower than the permitted

doses in accidents:

it was found that the power cut of the primary circuit pumps does not lead to an accident situation and the reactor will be shut down upon a signal that the water flow rate drops below 80% for all cores;

it was determined that the delivered water flow rate 0,245 m³/h during a full instantaneous rupture of the pipeline of the primary circuit of the WWR-SM reactor, exceeds the minimum required by 2,2-3,2 times;

it is shown that the reactor will be stopped by the emergency protection system when cold water enters the reactor tank;

Implementation of research results. Based on the obtained results on modeling of accident situations at the WWR-SM reactor during conversion to low-enriched fuel:

the proven safety of the reactor operation with 24 IRT-4M fuel assemblies, an inlet water temperature of 45 °C and 11 MW power without loads under normal operating conditions was used at the WWR-SM reactor of the Institute of Nuclear Physics AS RU (letter of the Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan No. 2/ 1255-266 of February 7, 2022). The use of the results made it possible to ensure the reactor safe transition from operation of highly enriched uranium fuel to low-enriched uranium fuel;

calculated and analyzed models of accidents/transients at the WWR-SM reactor were used at the WWR-K reactor of the Institute of Nuclear Physics of the Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan in the development of a safety analysis report for the WWR-K research reactor with low enriched fuel (letter from the Institute of Nuclear Physics of the Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan Kazakhstan No. 34-15.08-12/1181 dated October 20, 2021). The use of the results made it possible to substantiate the safety of the WWR-K research reactor conversion to low-enriched uranium fuel;

the calculated dose effects of external radiation of a radioactive cloud at the border of the reactor sanitary-protection zone when modeling an accident with the single fuel assemblies' melting were used at the WWR-SM reactor of the Institute of Nuclear Physics of the Academy of Sciences AS RU (letter of the Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan No. 2/1255-266 dated February 7, 2022). The use of the results made it possible to ensure the safe operation of the reactor;

determined minimum water flow rate during a complete instantaneous rupture of the WWR-SM reactor primary circuit pipeline, the calculated and analyzed models of accidents/transients at the WWR-SM reactor were used at the WWR-SM reactor of the Institute of Nuclear Physics AS RU (letter of the Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan No. 2 /1255-266 of February 7, 2022). The use of the results made it possible safely transfer the reactor to operation with low-enriched uranium fuel; at present, the reactor uses IRT-4M type low-enriched fuel in a completely safe mode.

The structure and scope of the dissertation. The dissertation consists of an introduction, four chapters, a conclusion, a list of references. The volume of the dissertation is 179 pages.

ЭЪЛОН ҚИЛИНГАН ИШЛАР РЎЙХАТИ
СПИСОК ОПУБЛИКОВАННЫХ РАБОТ
LIST OF PUBLISHED WORKS

I бўлим (I часть; Part I)

1. Baitelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Neutron-physical and thermohydraulic calculations of VVR-SM with high- and low-enrichment uranium fuel assemblies // Atomic Energy. - Moscow, 2008. -vol. 104, No. 5. – pp. 349-354. (№3. Scopus; IF=0.209)
2. Baitelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Calculation of Emergency Situations Occurring During the Conversion of The Research Reactor at the Institute of Nuclear Physics of the Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan // Atomic Energy. - Moscow, 2008. -vol. 104, No. 6. – pp. 444-449 (№3. Scopus; IF=0.209)
3. Кунгуров Ф.Р., Байтелесов С.А. Падение тепловыделяющей сборки в ячейку активной зоны реактора // Узбекский физический журнал. – Ташкент, 2009. - № 5-6(11). - С. 402-405 (01.00.00. №5).
4. Кунгуров Ф.Р. Полный мгновенный поперечный разрыв трубопровода первого контура. // Узбекский физический журнал. - Ташкент, 2009. - № 3(11). - С. 230-234 (01.00.00. №5).
5. Baytelesov S., Kungurov F., Safarov A., Salikhbaev U. Using 6- and 8-tube IRT-4M fuel assemblies in WWR-SM research reactor core // Uzbek Journal of Physics. – Tashkent, 2010. - vol.12, No 4-6. - pp. 422-428 (01.00.00. №5).
6. Salikhbaev U.S., Koblik Yu.N., Dosimbaev A.A., Baytelesov S.A., Kungurov F.R. Service life extension of VVR-SM fuel assemblies // Atomic Energy. - Moscow, 2011. - vol.110, No5. - С.309-315 (№3. Scopus; IF=0.209).
7. Байтелесов С.А., Кудиратов С.Н., Кунгуров Ф.Р. Определение активности изотопов в продуктах деления ядерного топлива // Узбекский физический журнал. – Ташкент, 2019. - № 1(21). - С. 44-47 (01.00.00. №5).
8. Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Юлдашев Б.С. Анализ различных конфигураций активной зоны реактора ВВР-СМ // Доклады Академии наук РУз. – Ташкент: АН РУз, 2019. - №2. –С.31-37(01.00.00. №7)
9. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Yuldashev B.S. Thermal hydraulic calculations of the WWR-SM research reactor // Nuclear physics and atomic energy. – Kiev (Ukraine), 2020. – vol.21, N2. – pp.152-156. (№3. Scopus; IF=0.378)
10. Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Кудиратов С.Н., Салихбаев У.С., Юлдашев Б.С. Моделирование возможных выходов продуктов деления тепловыделяющей сборки в ядерном реакторе ВВР-СМ // Доклады Академии наук РУз. – Ташкент: АН РУз, 2020. - №5. - С. 30-35 (01.00.00. №7)

II бўлим (II часть; Part II)

11. Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S. Results of Transient /Accident Analysis for the HEU, First Mixed HEU-LEU and for the First Full LEU Cores of the WWR-SM Reactor at INP AS RUz // RERTR-2007: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Prague, Czech Republic, September 23-27 2007, Vienna: IAEA. -10 p.
12. Baytelesov S.A., Dosimbaev A.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Neutronics and Steady-State Thermal Hydraulics Analysis for the HEU, Mixed HEU-LEU and the First Full LEU Cores of WWR-SM Reactor at INP AS RUz // RERTR-2007: Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Prague, Czech Republic, September 23-27 2007. - Vienna: IAEA. -7 p.
13. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Boltabaev A.F., Alikulov Sh. Study of Tightness of Spent Fuel Assemblies in Storage of WWR-SM Research Reactor // Management and Storage of Research Reactor Spent Fuel: Proceedings of a Technical Meeting held in Thurso, United Kingdom, 19-22 October 2009. - Vienna: IAEA. – pp.171-184.
14. Baytelesov S.A., Kungurov F.R. Full instantaneous traversal rupture of the primary loop pipeline // Transactions, of the “Research Reactor Fuel Management” RRFM-2010, March 21-25, Marrakech, Morocco. - Vienna: IAEA, 2010. – 6 p.
15. Baytelesov S., Kungurov F., Safarov A., Salikhbaev U. Control rod ejection accident while using 6- and 8-tube IRT-4M fuel assemblies in WWR-SM research reactor core //“Research Reactor Fuel Management”: European Research Reactor Conference, March 20-24, 2011. - Rome, Italy, 2011. - p.90
16. Салихбаев У.С., Бакиев С.А., Байтелесов С.А., Кунгуров Ф.Р., Аликулов Ш.А. Определение макроскопических ядерных констант для нейтронно-физических расчетов// «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики»: Сборник докладов межд. научно-техн. конф., 27-29 ноября 2012 г. – Москва: ОАО «НИКИЭТ». Том 2. - С. 220-224.
17. Alikulov Sh.A., Kungurov F.R., Bakiev S.A., Baytelesov S.A., Salikhbaev U.S. Definition of macroscopic nuclear constants for neutron-physical calculations // International Conference “Nuclear Science and its Application”, Samarkand, September 25-28, 2012. – Tashkent, 2012. - pp. 313-314.
18. Alikulov Sh.A., Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Yusupov Dj. Successful operation of WWR-SM research reactor after conversion to LEU fuel // Proceedings 35th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, October 12-16, 2014, Vienna, Austria. - Vienna, IAEA, 2014. – 5 p.
19. Baytelesov S.A., Kungurov F.R., Salikhbaev U.S., Yusupov D.D. Safe and effective utilization of WWR-SM research reactor after conversion //

Proceedings 36th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, October 11-14, 2015, Seoul, South Korea. - Vienna, IAEA, 2015. – 8 p.

Ф.Р.Кунгуров