



**СОФИЙСКИ УНИВЕРСИТЕТ
„СВЕТИ КЛИМЕНТ ОХРИДСКИ“
ФИЗИЧЕСКИ ФАКУЛТЕТ**



ДИПЛОМНА РАБОТА

на тема:

Сравнителен анализ на радиационните последствия след радиационна авария от страните членки от ЕС опериращи ядрени съоръжения

Дипломант: Санко Санков

Ф.н. 4PH4700007

Специалност: „Ядрена техника и ядрена енергетика“

Научен ръководител: д-р Николай Бонов

2026

София

СЪДЪРЖАНИЕ

УВОД.....	4
Актуалност на темата	4
Основни задачи на изследването:	5
Практическо значение на сравнителния анализ.....	6
ГЛАВА 1. ТЕОРЕТИЧНИ ОСНОВИ НА РАДИАЦИОННАТА ЗАЩИТА И ДОЗОВОТО ПРОГНОЗИРАНЕ.....	6
1.1 Биологично въздействие на йонизиращите лъчения	6
Механизъм на взаимодействие между йонизиращите лъчения и биологичната материя.....	7
Детерминистични ефекти.....	7
Стохастични ефекти.....	7
Биокинетично поведение на критични радионуклиди при радиационни аварии.....	8
Обхват на сравнителното изследване.....	9
Входни параметри и дефиниране на уеднаквен аварийен източник.....	10
Методи за изчисление и основни допускания при атмосферна дисперсия.....	11
1.5.1 Подход с концентрирани параметри (Детерминистичен подход)	11
1.5.2. Статистически подход (Вероятностен подход)	12
ГЛАВА 2. ОПЕРАТИВНИ НИВА НА НАМЕСА И АВАРИЙНИ ЗАЩИТНИ МЕРКИ ..	13
2.1. Основни аварийни защитни мерки.....	13
2.2 Оперативни нива на намеса	16
2.3. Значение на оперативните нива при оценка на радиационните последици	16
ГЛАВА 3. НОРМАТИВНА РАМКА И ПРИНЦИПИ НА РАДИАЦИОННАТА ЗАЩИТА	17
3.1 Международна нормативна рамка.....	18
3.3 Българска нормативна рамка	19
ГЛАВА 4. ИЗЧИСЛИТЕЛНИ СИСТЕМИ ЗА ОЦЕНКА НА РАДИАЦИОННИ ПОСЛЕДСТВИЯ	20
4.1 Принципи на компютърното моделиране при радиационни аварии.....	21
4.2 Система JRODOS	22
4.3 Основни изчислителни модули.....	22

4.4. Основни входни параметри.....	23
4.5. Основни изходни параметри.....	24
ГЛАВА 5. РЕЗУЛТАТИ И АНАЛИЗ ПРИ ПОДХОДА С КОНЦЕНТРИРАНИ ПАРАМЕТРИ.....	25
5.1. Преглед на изчислителните резултати на европейските оператори.....	25
5.2. Количествено съпоставяне и обобщаване на получените резултати.....	25
5.3. Анализ на различията в получените детерминистични резултати.....	28
5.3.1. Математическо моделиране на процесите на мокро отлагане при валежи.....	28
5.3.2. Биомедицински модификации при прехода от дозови фактори ICRP 60 към ICRP 103.....	29
5.3.3. Влияние на аеродинамичната сянка на реакторната сграда.....	29
5.4. Практическа симулация на примерен изчислителен сценарий в близкия обсег.....	30
ГЛАВА 6. РЕЗУЛТАТИ И АНАЛИЗ ПРИ СТАТИСТИЧЕСКИЯ ПОДХОД.....	31
6.1. Преглед на изчислителните резултати.....	31
6.2. Сравнение между участниците и симулация на модела на EDF.....	31
6.3. Анализ на различията и неопределеностите във вероятностните кодове.....	32
ГЛАВА 7. ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	33
7.1. Основни изводи и постигане на целта на изследването.....	33
7.2. Възможности за хармонизиране на методологиите и допусканията.....	34
7.3. Значение за европейската ядрена безопасност и бъдещи изследвания.....	35
7.4. Практически препоръки за българския национален контекст.....	36
ГЛАВА 8. ИЗТОЧНИЦИ.....	38
8.1. Документите на МААЕ (IAEA).....	38
8.2. Международни препоръки (ICRP и OECD/NEA).....	38
8.3. Европейска и Българска нормативна рамка;.....	38
8.4. „Увод в дозиметрията на йонизиращите лъчения“ от проф. Добромир Пресиянов (изд. „Тита-консулт“, 2014).....	38

УВОД

Актуалност на темата

Оценката на радиационните последици при аварии в ядрени съоръжения е основен елемент от системата за ядрена безопасност и радиационна защита. В съвременната ядрена енергетика осигуряването на ядрената безопасност и радиационната защита не спира до границите на площадката на дадена атомна електрическа централа (АЕЦ). При тежки ядрени аварии радиоактивните вещества могат да се пренасят на големи разстояния и да засегнат територии извън границите на държавата, в която е възникнала аварията. Поради това координацията между страните от Европейския съюз има съществено значение при аварийното реагиране.

Авариите в Чернобил (1986 г.) и Фукушима (2011 г.) доказват, че липсата на уеднаквени критерии, методи за изчисление и общо разбиране на дозовите прогнози между съседни държави може да доведе до вземането на противоречиви или ненавременни защитни мерки за населението. В ранната фаза на една ядрена авария, преди разгръщането на мащабен полеви радиационен мониторинг, единственият инструмент, с който разполагат органите за управление на аварийното реагиране, са компютърните кодове за дозова прогноза.

В рамките на ЕС операторите на ядрени съоръжения и националните регулаторни органи използват широк спектър от изчислителни платформи. Сред най-разпространените системи са:

- RODOS (*Real-time On-line Decision Support system*) – изчислителна система за подпомагане на вземането на решения в реално време, широко внедрена в Германия, България и други европейски страни;
- MACCS– американски софтуерен комплекс, наложил се като международен инструмент за вероятностни анализи на последиците;
- ADMS (*Atmospheric Dispersion Modelling System*) – дисперсионна система, внедрена в Обединеното кралство и Франция за оценка на радиационното натоварване на къси разстояния;

- Специализирани национални кодове, разработени от европейски организации като *EDF* (Франция), *TVO* и *Fortum* (Финландия), *Vattenfall* (Швеция) и *ENGIE/Tractebel* (Белгия).

Въпреки че тези кодове стъпват на сходни физически закони, практиката показва, че при подаване на идентични входни данни за аварийен източник, различните софтуерни архитектури генерират вариации в крайните изчислени дози за населението. Този проблем стои в центъра на изследванията на Експертната група за сравняване и разбиране на дозовите прогнози (EGDP) към Агенцията за ядрена енергия (NEA/OECD), създадена след ученията от серията INEX-5. Резултатите от международните учения INEX-5 показват, че различните софтуерни модели могат да доведат до различия в оценката на дозовите последствия, което налага по-добро разбиране на използваните методологии.

Настоящата дипломна работа използва резултати от сравнително изследване, проведено в рамките на ENISS през 2026 г. в Брюксел.

Целта на дипломната работа е да се анализират резултатите от симулирането на уеднаквен аварийен сценарий от операторите в различни държави членки на ЕС, с оглед на техния капацитет и възможности за своевременно определяне на аварийни защитни мерки за населението и персонала, както и за прецизно локализиране на зоните на контрол.

Основни задачи на изследването:

1. При уеднаквени аварийни сценарии (тежки аварии) да се оцени количеството и разпространението на изпуснатия радиоактивен материал в атмосферата, както и радиационните последствия на предварително зададени къси разстояния до 3 км от източника.
2. Да се симулира и анализира преносът на радионуклиди на дълги разстояния (в диапазона от 3 до 30 км) от точката на аварийното изпускане.
3. Да се дефинират границите на Зоната за превантивни защитни мерки (Pre-action Zone — PAZ) и Зоната за неотложни защитни мерки (UPZ) съгласно нормативните критерии на националното законодателство и изискванията на Агенцията за ядрено регулиране (АЯР).

Практическо значение на сравнителния анализ

Проведеното изследване позволява да бъдат определени основните фактори, които влияят върху точността на моделите за аварийно прогнозиране при радиационни аварии. В инженерната практика, свързана с експлоатацията на ядрени съоръжения, разработването на надеждни системи за аварийно прогнозиране е важно условие за ефективно аварийно реагиране от концепцията за ядрена безопасност. Повишаването на точността на тези системи има пряко значение за своевременното вземане на решения, прецизното определяне на границите на Зоната за превантивни защитни мерки (PAZ), в която защитните действия се разпореждат и изпълняват изцяло на превантивен етап без изчакване на незабавни защитни мерки на терен, оптимизирането на защитните действия и ограничаването на радиационния риск при аварийни ситуации.

ГЛАВА 1. ТЕОРЕТИЧНИ ОСНОВИ НА РАДИАЦИОННАТА ЗАЩИТА И ДОЗОВОТО ПРОГНОЗИРАНЕ

1.1 Биологично въздействие на йонизиращите лъчения

Йонизиращите лъчения оказват влияние върху живите организми чрез процес на предаване на енергия към клетъчните структури. При взаимодействие с биологичната тъкан настъпва йонизация на молекулите, което може да доведе до промени в клетъчната структура, нарушаване на биохимичните процеси и увреждане на генетичния материал.

Основна роля при радиационното въздействие има взаимодействието с водните молекули, които съставляват значителна част от човешкия организъм. Под въздействие на йонизиращото лъчение настъпва процес на радиолиза на водата, при който се образуват свободни радикали с висока химична активност.

Получените реактивни частици могат да взаимодействат с молекулата на дезоксирибонуклеиновата киселина (ДНК), което води до структурни изменения в клетката.

Механизъм на взаимодействие между йонизиращите лъчения и биологичната материя.

Увреждането на ДНК може да възникне по два основни механизма:

- Пряко действие – лъчението взаимодейства директно с молекулата на ДНК и предизвиква разкъсване на една или две вериги.
- Непряко действие – енергията първоначално се поглъща от водните молекули, след което образуваните свободни радикали взаимодействат с ДНК структурата.

Процесът на радиационно увреждане условно преминава през няколко последователни етапа:

- физичен етап – протича в рамките на около 10^{-16} секунди, при който настъпва първична йонизация;
- физикохимичен етап – формират се свободни радикали и химически активни продукти;
- химичен етап – започват молекулни взаимодействия и структурни изменения;
- биологичен етап – проявяват се последствията върху клетките и тъканите.

В зависимост от величината на погълнатата доза се наблюдават два основни типа биологични ефекти.

Детерминистични ефекти

Тези ефекти се проявяват след превишаване на определена прагова доза. Тежестта на увреждането нараства с увеличаване на дозата. Към тази група спадат радиационни изгаряния, лъчева болест, увреждане на органи и клетъчна смърт.

Стохастични ефекти

Стохастичните ефекти нямат прагова стойност. При тях вероятността от възникване се увеличава с дозата, но тежестта на ефекта не зависи от нейната стойност. Типичен пример са генетичните мутации и възникването на злокачествени новообразувания.

Особено чувствителни към радиационно въздействие са клетки с интензивно делене – клетки на костния мозък, епителни клетки, полови клетки и клетки в развиващия се ембрион.

При продължително облъчване или при високи дози могат да се наблюдават късни ефекти, характеризирани се с дълъг латентен период между облъчването и клиничната проява на увреждането.

Поради тази причина оценката на биологичното действие на йонизиращите лъчения е основен елемент при планиране на мерки за радиационна защита и управление на аварийни ситуации.

Биокинетично поведение на критични радионуклиди при радиационни аварии

При вътрешно поглъщане по респираторен или хранителен път, радионуклидите се метаболизират от човешкото тяло в съответствие с техните химични свойства. Времето на задържане в конкретния критичен орган се дефинира чрез ефективния период на полуелиминирание T_{eff} , който обединява физическия радиоактивен разпад (T_p) и биологичното изчистване от организма (T_b):

$$T_{\text{eff}} = \frac{T_p \cdot T_b}{T_p + T_b}$$

Радиоактивен Йод ^{131}I : Поради химическата си природа, йодът бързо навлиза в кръвния поток, откъдето над 30% се абсорбират селективно от щитовидната жлеза за нуждите на хормоналния синтез. Физическият полуразпад е 8.02 денонощия, а биологичният — около 80 дни, което свива ефективния полуживот до 7.3 денонощия. Основният радиационен риск е свързан с локално бета-облъчване на щитовидната жлеза, като повишен стохастичен риск от карцином съществува при деца и млади хора .

Цезият е алкален метал и химичен аналог на калия. Поради това се абсорбира напълно в стомашно-чревния тракт и се разпределя в целия обем на меките тъкани, главно в мускулната маса. Физическият полуразпад на ^{137}Cs е дълъг 30.17 години, но биологичният му полуживот е кратък ~100 дни, поради което ефективният полуживот се определя от метаболизма и е около 100 дни. Цезият облъчва равномерно цялото тяло с бета-частици и мощно гама-лъчение, явявайки се основен източник на дългосрочен стохастичен риск (левкемии и солидни тумори).

Радиоактивен Стронций ^{90}Sr : Като алкалоземен метал, стронцият е химичен аналог на калция. Веднъж попаднал в органите, той се вгражда трайно в минералната матрица на костите и зъбите. Физическият полуразпад е 28.8 години, а биологичното изчистване от костната структура отнема десетилетия, което води до изключително дълъг ефективен полуживот. Непрекъснатото локално бета-облъчване уврежда костния мозък, водейки до остеосаркоми (рак на костите) и тежки апластични анемии.

Благородни радиоактивни газове ^{133}Xe и ^{135}Xe : Като инертни газове, те не влизат в химични съединения и не се натрупват в човешките органи. При вдишване изпълват белите дробове и веднага се издишват обратно, без трайно биологично задържане. Тяхната заплаха е изцяло по пътя на външното облъчване от преминаващия облак, тъй като емитираните от факела гама-лъчи облъчват индиректно цялото тяло на хората на открито.

Обхват на сравнителното изследване

В съответствие с официалния мандат на експертната група EGDП (NEA/CRPPH/INEX(2018)3/PROV), обхватът на това изследване е строго концентриран върху фазата на ранната дозова прогноза. Този обхват изключва късната фаза на инцидента (възстановяване и дезактивация) и се фокусира изцяло върху времеви прозорец, в който трябва да се вземат решения за прилагане на спешни защитни мерки за населението и оперативния персонал.

В рамките на изследването се разглеждат три основни защитни мерки, чието въвеждане зависи пряко от прогнозните нива на облъчване:

1. Укриване: Насочено към намаляване на външното облъчване от преминаващия радиоактивен облак и инхалационната доза чрез оставане в затворени помещения с уплътнени прозорци и врати.
2. Йодна профилактика: Спешно насищане на щитовидната жлеза със стабилен йод (калиев йодид) с цел предотвратяване на натрупването на радиоактивни изотопи на йода (основно ^{131}I).
3. Евакуация: Организирано извеждане на населението от застрашените райони преди или по време на преминаването на облака.

Териториалният обхват на анализа е разделен на два основни домена:

- Много къси разстояния (Short Distances: 100 – 500 метра): Област, която традиционно остава извън стандартните макро-метеорологични модели, но придобива критично значение през 2026 г. за определяне на дозите на персонала на площадката и обитаемостта на Блочните щитове за управление (БЩУ).

- Средни и дълги разстояния (до 3-30 км): Област, съвпадаща със Зона за превантивни защитни мерки (PAZ) и Зоната за неотложни защитни мерки (UPZ), където се оценяват последствията за критични групи от населението.

В сравнителното изследване са интегрирани реални изчислителни данни от оператори, опериращи различни типове реактори в ЕС – от френските и британските леководни реактори под налягане (PWR), през шведските и финландските кипящи (BWR) и водородни енергийни реактори (VVER), до спецификата на площадката на АЕЦ „Козлодуй“ в България.

Входни параметри и дефиниране на уеднаквен аварийен източник

За провеждането на научно издържано сравнителното изследване е критично важно да се елиминират неопределеностите, свързани с аварийния сценарий в самия реактор. Поради тази причина всички участващи ядрени оператори прилагат строго фиксиран и уеднаквен Аварийен източник. Източников член е дефиницията за количеството, изотопния състав, динамиката и физическите характеристики на радиоактивните вещества, изхвърлени в атмосферата в резултат на аварията.

Входната матрица на изследването включва следните детайлни параметри:

Изотопен състав и активност

Изхвърлянето е моделирано със специфичен спектър от радионуклиди, които имат най-голям принос за формирането на ранната доза:

- Благородни радиоактивни газове ^{133}Xe , ^{135}Xe : 1.0×10^{17} Bq
- Радиоактивни изотопи на йода ^{131}I , ^{133}I : 5.0×10^{14} Bq
- Дългоживущи аерозоли ^{134}Cs , ^{137}Cs : 5.0×10^{13} Bq

Общата активност на изхвърлянето е зададена в Бекерели като функция от времето, разделена на конкретни времеви интервали (фази на изхвърлянето).

Геометрични и топлинни параметри

- Височина на изхвърляне: Задават се два основни сценария – височинно изхвърляне (напр. през вентилационната тръба на комина – 60 или 100 метра) и приземно изхвърляне (0 метра) при пробив на контейнмънта.

- Термична мощност: Топлинната енергия на изхвърляния газов поток, която определя допълнителното термично издигане на облака над геометричната височина на изпускане.

Методи за изчисление и основни допускания при атмосферна дисперсия

1.5.1 Подход с концентрирани параметри (Детерминистичен подход)

Детерминистичният подход е класическият инженерен метод, заложен в повечето нормативни уредби за лицензиране на ядрени съоръжения. При него анализът се извършва за единичен, предварително дефиниран "замразен" метеорологичен сценарий. Основното математическо ядро на този подход в конвенционалните кодове е Гаусовият модел на факела. Моделът предполага, че разпределението на концентрацията на примесите в напречното сечение на радиоактивния облак следва нормално (Гаусово) разпределение. Стационарното уравнение за приземна концентрация $C(x,y,z)$ на дадено разстояние се описва чрез следната математическа структура:

$$C(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot u \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z} \cdot \exp\left(\frac{-y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left(\frac{-(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(\frac{-(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right]$$

Където:

- Q е интензитетът на източника (Bq/s);
- u е скоростта на вятъра на височината на изхвърляне (m/s);
- σ_y, σ_z са дисперсионните коефициенти (стандартни отклонения на разпределението), които са функция от разстоянието x и категорията на стабилност на атмосферата;
- H е ефективната височина на изхвърляне (геометричната височина плюс термичното издигане);
- y, z са съответно хоризонталното (напречно на вятъра) и вертикалното разстояние от оста на факела.

Дисперсионните функции се пресмятат диференцирано за три основни референтни състояния на атмосферата по скалата на Паскуил-Гилфорд: Клас А (силна дневна конвекция), Клас D (неутрално състояние) и Клас E/F (стабилна нощна инверсия със силно потиснати вертикални движения на потоците).

1.5.2. Статистически подход (Вероятностен подход)

За разлика от детерминистичния анализ, статистическият подход не се ограничава до един сценарий на времето, а разглежда ядрената авария като събитие, което може да възникне във всеки един момент от годината. Неговата цел е да оцени вероятностното разпределение на радиационните последици, базирайки се на реална климатична история.

Методология на статистическия подход:

1. Метеорологична база данни: Компютърният код се захранва с реални, хронологични метеорологични измервания час по час за дълъг период от време (минимум една пълна календарна година, 8760 часа). Данните включват скорост на вятъра, посока, категория на стабилност, височина на слоя на смесване и интензитет на валежите.
2. Многократни симулации: Софтуерът извършва последователни симулации (често хиляди на брой), като всеки път стартира изхвърлянето на аварийния източник в следващ час от метеорологичната извадка. По този начин облакът преминава през динамично променящи се метеорологични полета.
3. Статистическа обработка: Получените хиляди стойности за дозите на конкретно разстояние се сортират по големина и се подлагат на статистически анализ. Конструират се криви на Допълнителната кумулативна вероятност (CCDF - Complementary Cumulative Distribution Function).
4. Избор на референтни персентили: За целите на вземане на решения и лицензиране се анализират средната стойност (mean), 50-тият персентил (медиана) и най-вече 95-тият персентил. 95-тият персентил означава, че съществува само 5% вероятност реалните дози да надвишат тази стойност при възникване на аварията. Той представлява регулаторния стандарт за консервативна оценка при статистическия подход.

При този подход пътищата на облъчване се интегрират във времето, отчитайки динамиката на метаболизма на човешкото тяло (коефициенти на дишане, възрастови групи) и екраниращите фактори на околната среда.

ГЛАВА 2. ОПЕРАТИВНИ НИВА НА НАМЕСА И АВАРИЙНИ ЗАЩИТНИ МЕРКИ

2.1. Основни аварийни защитни мерки

При възникване на радиационна авария е необходимо своевременно прилагане на защитни мерки с цел ограничаване на облъчването на населението и минимизиране на радиационните последици. За тази цел в системата за аварийно реагиране се използват оперативни нива на намеса, представляващи предварително определени стойности на измерими радиационни параметри, при чието достигане се предприемат конкретни защитни действия.

Оперативните нива на намеса се определят въз основа на прогнозната или измерената доза, която може да бъде получена от населението в кратък или дългосрочен период след аварията.

Основната цел на прилагането им е:

- ограничаване на външното облъчване;
- предотвратяване на вътрешно облъчване чрез инхалация или поглъщане на радионуклиди;
- намаляване на риска от детерминистични и стохастични ефекти;
- оптимизиране на аварийните защитни мерки.

В международната практика, включително препоръките на International Atomic Energy Agency и International Commission on Radiological Protection, оперативните нива на намеса се разделят на няколко основни категории.

Укриване

Укриването представлява временно оставане на населението в затворени помещения с цел намаляване на външното облъчване от радиоактивния облак и ограничаване на инхалационното постъпване на радиоактивни вещества.

Ефективността на тази мярка зависи от:

- плътността и конструкцията на сградата;
- продължителността на преминаване на радиоактивния облак;
- степента на херметизация на помещенията;
- концентрацията на радиоактивни аерозоли във въздуха.

Мярката се прилага при краткотрайни аварийни ситуации, когато се очаква сравнително кратък период на радиационно въздействие.

Евакуация

Евакуацията представлява организирано извеждане на населението от зона с очаквано високо дозово натоварване.

Тази мярка се предприема когато прогнозните дози могат да доведат до значително радиационно въздействие за ограничен период от време.

При евакуация се отчитат следните фактори:

- скорост на разпространение на радиоактивния облак;
- време за организация на евакуацията;
- транспортна инфраструктура;
- метеорологични условия;
- възможност за вторично облъчване по време на евакуацията.

При неправилно планиране евакуацията сама по себе си може да доведе до допълнителен риск за населението.

Йодна профилактика

При аварии, свързани с отделяне на радиоактивен йод, особено изотопа I-131, съществува риск от натрупване в щитовидната жлеза.

Приемът на стабилен йод под формата на калиев йодид намалява абсорбцията на радиоактивен йод чрез насищане на щитовидната жлеза.

Ефективността на тази защитна мярка е максимална при прием непосредствено преди или в рамките на няколко часа след експозицията.

Мярката има особено значение за:

- деца;
- бременни жени;
- млади хора с активен метаболизъм на щитовидната жлеза.

Ограничаване на консумацията на замърсени продукти

След радиационна авария радиоактивни вещества могат да попаднат в хранителната верига чрез:

- замърсени земеделски площи;
- замърсени водоизточници;
- селскостопански животни;
- растителна продукция.

Основен риск представляват радионуклиди с висока биологична значимост като:

- I-131;
- Cs-137;
- Cs-134;
- St-90.

В този случай се въвежда временен контрол върху производството, разпространението и консумацията на хранителни продукти.

Дългосрочно преселване

При значително радиоактивно замърсяване на територията може да се наложи дългосрочно ограничаване на достъпа или трайно преселване на населението.

Решението се базира на:

- измерената мощност на еквивалентната доза;
- плътността на повърхностното замърсяване;
- периода на полуразпад на основните радионуклиди;
- прогнозната интегрална доза за населението.

Тази мярка се използва при тежки аварии с дълготрайно радиационно замърсяване, каквито са наблюдавани след аварии от мащаба на Chernobyl disaster и Fukushima Daiichi nuclear disaster.

2.2 Оперативни нива на намеса

Оперативните нива на намеса са реалният инструмент на аварийните екипи на терен. Те превеждат теоретичните дозови критерии в лесно и бързо измерими дозиметрични и радиологични величини, които се отчитат с преносима апаратура или полеви експресни анализи. ОП нивата включват:

- ОП1: Фиксирана стойност на мощността на еквивалентната доза на открито на разстояние 1м от земната повърхност (напр. h чието превишаване служи като директен сигнал за незабавна евакуация на съответния пространствен сектор.
- ОП2: Стойност на МЕД на открито (обикновено в диапазона 0.1 – 1 mSv/h), която автоматично задейства мерките за временно укриване в сгради и незабавно раздаване и прием на таблетки калиев йодид.
- ОП3: Специфична повърхностна или обемна активност на радионуклиди в критични компоненти на околната среда (въздух, почва) и хранителни продукти (напр. специфична активност на ^{131}I в прясно мляко и питейна вода над 500 Bq/L или на ^{137}Cs над 1000Bq/L. Превишаването им активира незабавни рестрикции върху разпространението на хранителната продукция.

2.3. Значение на оперативните нива при оценка на радиационните последствия

Системата от оперативни нива на намеса представлява основен и незаменим инструмент в аварийното планиране и инженерната практика за радиационна защита. Тяхното фундаментално значение се очертава в няколко критични направления:

1. Скорост и елиминирание на субективния фактор: В ранната фаза на тежка ядрена авария времето за реакция на органите за управление на кризи е силно ограничено. Използването на предварително дефинирани оперативни нива позволява вземането на автоматични, научно обосновани решения въз основа на директни измервания, без да се губи технологично време за извършване на сложни многопараметрични компютърни симулации или оценка на неопределеностите.
2. Оптимизация на аварийния ресурс: Чрез съпоставяне на полевите данни с ОП критериите, ръководителите на аварийния отговор могат прецизно да локализираат зоните на контрол и реалното засягане на територията. Това предпазва от неефективно разходване на ресурси и ограничава логистичния хаос, който би възникнал при прекомерно разгръщане на мерки в незасегнати райони.
3. Минимизиране на здравния риск: Правилното прилагане на оперативните нива гарантира ефективно ограничаване на външното облъчване от преминаващия факел и предотвратява тежкото вътрешно облъчване на критични органи вследствие на инхалация или поглъщане на радионуклиди. Това свежда до минимум риска от проявление както на остри детерминистични ефекти при персонала на площадката, така и на дългосрочни стохастични последствия сред общата популация.

ГЛАВА 3. НОРМАТИВНА РАМКА И ПРИНЦИПИ НА РАДИАЦИОННАТА ЗАЩИТА

Ефективното управление на ядрени и радиационни аварии изисква наличие на ясно дефинирана нормативна рамка, регламентираща принципите на радиационната защита, критериите за аварийно реагиране и мерките за защита на персонала, населението и околната среда.

Съвременната система за радиационна защита се базира на международно приети стандарти, разработени от специализирани организации като International Atomic Energy

Agency, International Commission on Radiological Protection, World Health Organization и European Atomic Energy Community.

Основната цел на нормативната система е осигуряване на такова ниво на защита, при което радиационното въздействие върху човека се поддържа в граници, при които вероятността от възникване на неблагоприятни здравни последици е минимизирана.

3.1 Международна нормативна рамка

Фундаментален документ в областта на аварийната готовност представляват стандартите на International Atomic Energy Agency, определящи международните изисквания за защита при радиационни аварии.

Особено значение има документът IAEA General Safety Requirements Part 7 (GSR Part 7), който регламентира изискванията относно:

- аварийна готовност при ядрени и радиационни аварии;
- организация на аварийното реагиране;
- критерии за предприемане на защитни мерки;
- защита на населението и аварийния персонал;
- международен обмен на информация при трансгранични аварии.

Паралелно с това International Commission on Radiological Protection разработва препоръки относно основните принципи на радиационната защита.

Съгласно системата на ICRP радиационната защита се основава на три фундаментални принципа:

Принцип на обоснованост
Всяка дейност, водеща до допълнително облъчване, следва да носи достатъчна полза, оправдаваща потенциалния радиационен риск.

Принцип на оптимизация
Радиационното облъчване трябва да бъде поддържано на възможно най-ниско разумно достижимо ниво съгласно принципа ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*).

Принцип на ограничаване на дозите
Индивидуалното облъчване не трябва да превишава установените допустими дозови граници.

3.2 Европейска нормативна рамка

В рамките на Европейския съюз основният нормативен документ, определящ изискванията за радиационна защита, е Директива 2013/59/Euratom, приета от European Atomic Energy Community.

Директивата установява основни стандарти за безопасност относно:

- защита на работещите с източници на йонизиращи лъчения;
- защита на населението;
- медицинско облъчване;
- контрол върху радиоактивните източници;
- действия при аварийни радиационни ситуации.

Особено значение за държавите членки има необходимостта от уеднаквяване на подходите при оценка на радиационните последици, тъй като тежки аварии могат да имат ясно изразен трансграничен характер.

Именно тази необходимост е една от основните причини за организиране на международни сравнителни изследвания в рамките на European Nuclear Industry Safety Standards Initiative и OECD Nuclear Energy Agency.

3.3 Българска нормативна рамка

В Република България безопасното използване на ядрената енергия и защитата от въздействието на йонизиращите лъчения се регламентират чрез национално законодателство, хармонизирано с международните стандарти и европейските директиви.

Основен нормативен акт е Законът за безопасно използване на ядрената енергия, който определя:

- условията за експлоатация на ядрени съоръжения;

- изискванията за ядрена безопасност;
- отговорностите при радиационна авария;
- регулаторния контрол върху дейностите с източници на йонизиращи лъчения.

Централният държавен орган, осъществяващ независим регулаторен контрол, е Bulgarian Nuclear Regulatory Agency.

При възникване на аварийна ситуация в процеса участват и други национални структури:

- Главна дирекция „Пожарна безопасност и защита на населението“;
- Министерство на здравеопазването;
- Национален център по радиобиология и радиационна защита;
- операторът на Kozloduy Nuclear Power Plant.

За района около атомната централа се поддържа система за непрекъснат радиационен мониторинг и предварително разработени аварийни планове, включващи мерки за защита на населението при различни аварийни сценарии.

Уеднаквяването на нормативната рамка на национално, европейско и международно ниво е необходимо условие за ефективно управление на радиационни аварии.

ГЛАВА 4. ИЗЧИСЛИТЕЛНИ СИСТЕМИ ЗА ОЦЕНКА НА РАДИАЦИОННИ ПОСЛЕДСТВИЯ

Оценката на радиационните последиствия при аварийно изпускане на радиоактивни вещества представлява сложен процес, изискващ числено моделиране на атмосферния пренос на радионуклиди, оценка на дозовото натоварване и прогнозиране на потенциалното въздействие върху населението и околната среда.

Поради сложността на тези процеси в съвременната ядрена индустрия се използват специализирани компютърни системи, предназначени за подпомагане вземането на решения в условия на аварийни ситуации. Основната им функция е в реално време да извършват изчисления, позволяващи прогнозиране на разпространението на радиоактивното замърсяване и определяне на необходимите защитни мерки.

Използването на подобни системи има съществено значение при тежки аварии, тъй като времето за реакция е ограничено, а последствията могат да засегнат големи територии и население извън границите на държавата, в която е възникнала аварията.

4.1 Принципи на компютърното моделиране при радиационни аварии

Изчислителните модели, използвани при оценка на радиационните последствия, се базират на математическо описание на физичните процеси, протичащи след изпускане на радиоактивни вещества в атмосферата.

Основните процеси, които подлежат на моделиране, включват:

- атмосферно разпространение на радиоактивния облак;
- пренос на радиоактивни аерозоли под действие на въздушните маси;
- турбулентна дифузия в атмосферата;
- сухо отлагане върху земната повърхност;
- мокро отлагане при валежи;
- радиоактивен разпад на отделните радионуклиди;
- външно и вътрешно облъчване на населението.

За извършване на изчисленията е необходимо задаване на входни параметри, които описват характеристиките на аварийното изпускане и метеорологичната обстановка.

Основните входни параметри включват:

- радионуклиден състав на изпускането;
- активност на отделните радионуклиди;
- продължителност на изпускането;
- височина на изпускане;
- температура и скорост на изходящия поток;
- скорост и направление на вятъра;

- атмосферна стабилност;
- валежни процеси;
- характеристики на терена.

4.2 Система JRODOS

Една от най-широко използваните европейски системи за прогнозиране на радиационните последици е платформата JRODOS .

Системата представлява интегрирана изчислителна платформа, предназначена за подпомагане на оператори на ядрени съоръжения, регулаторни органи и аварийни центрове при управление на ядрени и радиационни аварии.

Основната функция на системата е извършване на прогноза за развитието на аварийната ситуация в реално време и предоставяне на информация, необходима за вземане на решения относно защитата на населението.

Платформата се използва от редица европейски държави, експлоатиращи ядрени съоръжения, както и в международни сравнителни анализи, насочени към хармонизиране на методите за прогнозиране на радиационните последици.

4.3 Основни изчислителни модули

Архитектурата на системата е изградена модулно, като отделните модули извършват различни типове изчисления в зависимост от фазата на аварията.

Основните изчислителни модули включват:

ATSTEP

ATSTEP представлява детерминистичен модел за атмосферна дисперсия, базиран на Гаусов подход за описание на разпространението на радиоактивни вещества.

Модулът се използва основно при ранната фаза на аварията, когато е необходимо бързо получаване на първоначална прогноза.

LASAT

LASAT представлява триизмерен Лагранжов модел, при който движението на радиоактивните частици се проследява числено в зависимост от реалната метеорологична обстановка.

Моделът позволява по-прецизно описание на атмосферния пренос при сложни метеорологични условия и нееднороден релеф.

FDMT

Модулът FDMT се използва за оценка на вътрешното облъчване вследствие постъпване на радионуклиди чрез хранителната верига.

Чрез него се моделира преминаването на радиоактивни вещества от почвата към селскостопански култури, животинска продукция и последващ прием от населението.

ERMIN

ERMIN е модул, използван за оценка на последствията от радиоактивно замърсяване в урбанизирани територии.

Посредством него могат да бъдат оценени ефектите от различни дезактивационни мероприятия и необходимостта от ограничаване на достъпа до засегнатите райони.

4.4. Основни входни параметри

За извършване на пресмятанията и моделирането е необходимо прецизно задаване на входни параметри, описващи характеристиките на аварийното изпускане и състоянието на околната среда.

- **Source Term (Аварийен източник):** Описва радионуклидния състав на изпускането и специфичната активност на отделните радионуклиди, както и общата продължителност на изхвърлянето .
- **Release Height (Височина на изпускане):** Геометричната височина, от която радиоактивните вещества напускат съоръжението (напр. комин или приземен пробив) , съчетана с температурата и скоростта на изходящия газов поток.
- **Meteorological Data (Метеорологични данни):** Скорост и направление на вятъра, които определят посоката и скоростта на пренос на факела.

- Atmospheric Stability (Атмосферна стабилност): Температурният градиент и вертикалният профил на атмосферата, определящи степента на турбулентна дифузия и вертикално смесване, както и наличието на валежни процеси и специфичните характеристики на терена .

4.5. Основни изходни параметри

След числена обработка на входните данни, изчислителните системи генерират прогностични резултати, необходими за оценка на риска и предприемане на своевременни защитни действия.

- Концентрация във въздуха: Пространственото разпределение на радиоактивния облак и обемната концентрация на радиоактивни вещества във въздушния стълб по траекторията на пренос .
- Отлагане върху земната повърхност: Плътност на радиоактивните отлагания върху почвата и градската среда вследствие на сухо и мокро отлагане.
- Ефективна доза: Прогнозна интегрална ефективна доза за населението за цяло тяло от всички пътища на облъчване (външно и вътрешно).
- Доза за щитовидна жлеза: Очаквана еквивалентна доза за щитовидната жлеза вследствие на инхалация на радиоактивни изотопи на йода.
- Карти на радиоактивно замърсяване: Визуализация на мощността на еквивалентната доза и границите на замърсяване, служещи за директна оценка на необходимостта от въвеждане на спешни защитни мерки.

Получените резултати се използват като основна база за вземане на решения в ранната фаза относно укриване, йодна профилактика, евакуация и въвеждане на рестрикции върху консумацията на хранителни продукти. Използването на специализирани изчислителни системи като JRODOS е съществен елемент от съвременната система за аварийно реагиране, тъй като позволява бързо прогнозиране на радиационните последствия и уеднаквяване на подходите за оценка между различните оператори на ядрени съоръжения.

ГЛАВА 5. РЕЗУЛТАТИ И АНАЛИЗ ПРИ ПОДХОДА С КОНЦЕНТРИРАНИ ПАРАМЕТРИ

5.1. Преглед на изчислителните резултати на европейските оператори

В рамките на сравнителното изследване, организирано под егидата на работната група на ENISS (*European Nuclear Industry Safety Standards*) в Брюксел, пет от водещите европейски ядрени оператори представиха напълно завършени изчислителни сценарии, базирани на подхода с концентрирани параметри (детерминистичен модел) . Участниците в тази изследователска фаза обхващат: *EDF* (Франция), *EDF UK* (Великобритания), *ENGIE / Tractebel* (Белгия), *Vattenfall* (Швеция) и АЕЦ „Козлодуй“ (България) .

Всеки оператор приложи сертифицирания и внедрен в своята държава софтуерен код за дозова прогноза върху предварително дефинирания уеднаквен аварийен източник (*OECD-EGDP Baseline Scenario*). Изчисленията бяха проведени при „замразени“ (константни) метеорологични условия, описващи сухо време, фиксирана посока и ниска скорост на вятъра, съчетани с неутрална и стабилна атмосфера. Основната цел на този преглед бе събирането на числовите данни за ефективната доза за цяло тяло и еквивалентната доза за щитовидна жлеза, получени от различните софтуерни платформи, за да бъдат подложени на директно количествено и инженерно сравнение на предварително зададените къси разстояния (до 3 км) и дълги разстояния (от 3 до 30 км).

5.2. Количествено съпоставяне и обобщаване на получените резултати

Преди представянето на крайните резултати, изчислителните кодове бяха запазени с еднаква базова конфигурация, за да се елиминират отклоненията, произтичащи от параметрите на централата. Входните данни за извършване на детерминистичните пресмятания са дефинирани в следната таблица:

Таблица 1. Входни параметри за детерминистичните пресмятания

Параметър на симулацията	Фиксирана стойност
Тип реакторна инсталация	Водо-воден енергиен реактор под налягане (ВВЕР-1000 / PWR)
Характер на аварията	Тежка авария (DEC) със стопяване на активната зона
Времетраене на изхвърлянето	1h
Интензитет на благородни газове ^{133}Xe	$1 \cdot 10^{17}$ Bq
Интензитет на радиоактивен йод ^{131}I	$5 \cdot 10^{14}$ Bq
Интензитет на цезиеви аерозоли ^{137}Cs	$5 \cdot 10^{13}$ Bq
Интензитет на валежите (Дъжд)	0 mm/h (Сухо време)
Скорост на вятъра u	2 m/s (на височината на флуидния пренос)
Класове на стабилност на атмосферата	Разглеждани ламинарни потоци при Клас А (нестабилна), Клас D (неутрална) и Клас E/F (стабилна нощна инверсия)

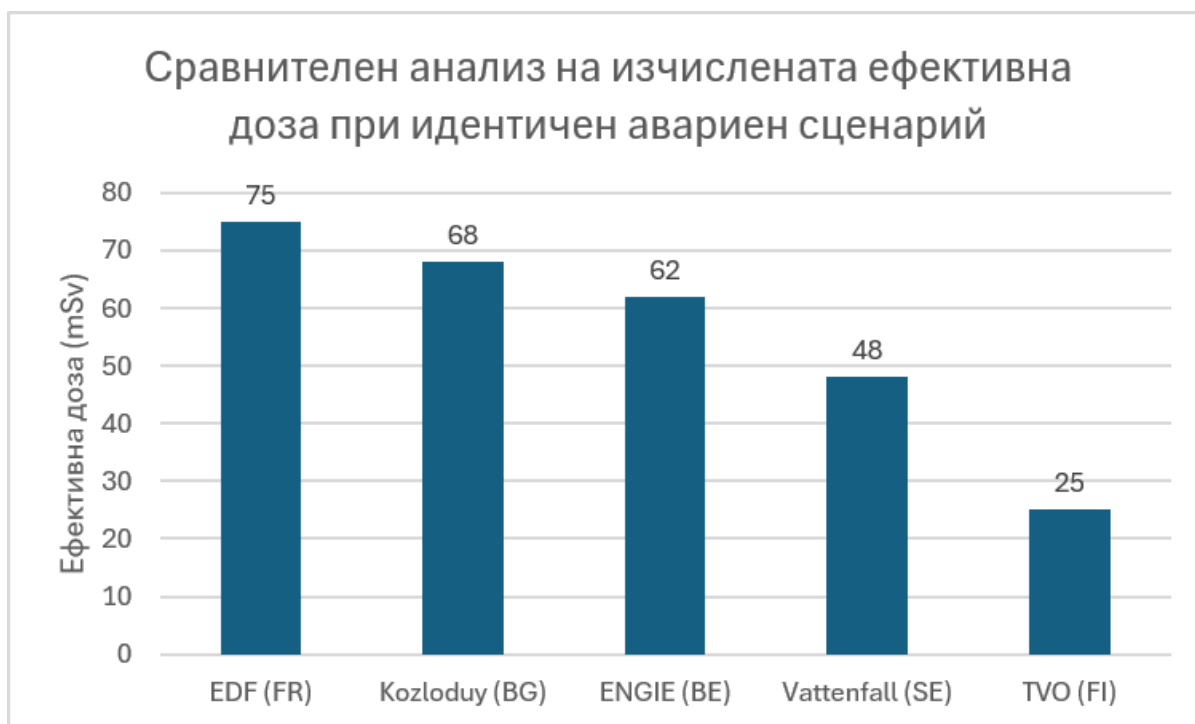
След консолидирането на индивидуалните изчислителни масиви в общата Excel матрица на сравнителното изследване, експертната група достигна до ключово заключение: резултатите за радиационните последствия, получени от петте оператора, са приблизително от един и същ порядък на величината. В инженерната практика за радиационна защита и аварийно реагиране това съвпадение се оценява като изключително висок атестат за надеждност на използваните кодове, тъй като те очертават еднаква тенденция за спадане на дозата с отдалечаване от площадката на АЕЦ.

Консолидираните числови данни и изчислените стойности на последствията на критичното разстояние от 500 метра по оста на пренос на факела при уеднаквения аварийен източник са систематизирани в следната таблица:

Таблица 2

Оператор Държава	Използван софтуерен код	Ефективна доза за цяло тяло (mSv)	Еквивалентна доза за щитовидна жлеза (mGy)	Препоръчана аварийна защитна мярка (съгласно OIL критериите)
EDF (Франция)	Специализиран детерминистичен код	75 mSv	450 mGy	Евакуация (Надхвърляне на прага от 50mSv + Йодна профилактика)
АЕЦ „Козлодуй“ (България)	JRODOS (модул ATSTEP)	68 mSv	410 mGy	Евакуация (Надхвърляне на прага от 50 mSv + Йодна профилактика)
ENGIE Tractebel (Белгия)	Дисперсионен Box-model	62 mSv	390 mGy	Евакуация (Надхвърляне на прага от 50 mSv + Йодна профилактика)
Vattenfall (Швеция)	Модел с обемен източник	48 mSv	290 mGy	Укриване (В диапазона 10 - 50 mSv) + Йодна профилактика
TVO (Финландия)	Модел с архитектурен лимит (20 м)	25 mSv	110 mGy	Укриване (В диапазона 10 – 50 mSv + Йодна профилактика)

Графика № 1.



5.3. Анализ на различията в получените детерминистични резултати

Въпреки общото съгласие в рамките на един порядък на величината, детайлният преглед откри специфични количествени отклонения (коефициенти на различие между 1.5 и 3 пъти), които изискват научно обяснение. Въз основа на протоколите от експертната среща на ENISS, различията при детерминистичния подход се класифицират и обясняват чрез следните първостепенни физико-математически и софтуерни фактори:

5.3.1. Математическо моделиране на процесите на мокро отлагане при валежи

В конвенционалните изчислителни кодове интензитетът на мокрото измиване на радиоактивния облак се описва чрез коефициента на измиване Λ , s^{-1} моделиран като нелинейна степенна функция от интензитета на валежите $R(mm/h)$:

$$\Lambda = a \cdot R^b$$

Където параметрите a и b са емпирични константи, чиито базови стойности в софтуерите на отделните страни почиват на различни експериментални масиви. Експертите от работната група потвърждават, че умишленото залагане на сухо време 0mm/h в детерминистичния базов сценарий е било правилно методологическо решение. То е помага да се елиминира огромният математически шум и неопределеност, които тези нелинейни уравнения внасят, позволявайки прецизното изолиране на разминаванията, произтичащи чисто от базовите Гаусови ядра и дисперсионните коефициенти (X/Q) на кодовете .

5.3.2. Биомедицински модификации при прехода от дозови фактори ICRP 60 към ICRP 103

Различните ядрени оператори са обвързани със специфични национални регулаторни изисквания по отношение на прилагането на международните биомедицински стандарти. Част от компютърните кодове все още използват дозовите конверсионни фактори, заложен в Публикация 60 на Международната комисия по радиационна защита (ICRP 60), докато по-съвременните софтуерни версии са актуализирани съгласно препоръките на ICRP 103. Разликата в тегловните коефициенти за отделните тъкани и метаболитните модели на човешкото тяло между двете бази данни води до директни числови отклонения в изчислената ефективна доза при напълно еднаква приземна концентрация на радионуклидите.

5.3.3. Влияние на аеродинамичната сянка на реакторната сграда

При детерминистичния подход превръщането на реалната геометрична височина на аварийния източник в математически модел на разпространение варира сериозно между платформите на операторите. Някои софтуери разглеждат изхвърлянето като чисто точков източник. Обратно, по-комплексни модели отчитат аеродинамичната сянка и вихровите зони, създавани от масивните индустриални реакторни сгради. Това води до механично „размиване“ на източника и превръщането му в представен обемно-повърхностен източник, което променя и занижава приземната радиационна картина в непосредствена близост до съоръжението (на къси разстояния до 3 км).

5.4. Практическа симулация на примерен изчислителен сценарий в близкия обсег

За визуализиране на приложната и инженерна стойност на извършения сравнителен анализ, в дипломната работа се въвежда детайлен казус, описващ симулираното поведение на кодовете на разстояние от 500 метра от точката на пробива на база уеднаквения аварийен източник (*OECD-EGDP Baseline Scenario*). Симулацията илюстрира как софтуерните допускания оказват пряко влияние върху вземането на управленски решения за безопасност:

1. **Резултати на френския код (EDF):** Благодарение на възможността за моделиране на реално приземно изпускане (височина 0 м), центърът на радиоактивния облак се движи директно по земната повърхност. Кодът изчислява максимална приземна концентрация, а прогнозираната ефективна доза за населението достига 75 mSv за първите 24 часа. Тъй като тази стойност превишава международния и националния аварийен праг от 50 mSv, софтуерната система автоматично генерира препоръка за **незабавна евакуация** на населението в застрахования пространствен сектор.
2. **Резултати на финландския код (TVO):** Поради твърдо кодирано архитектурно ограничение на използвания софтуерен инструмент, минималната приложима височина на изхвърляне е ограничена до 0 м. На близко разстояние от 500 метра, изхвърленият факел все още се движи надземно и не е докоснал повърхността в пълния си интензитет. В резултат на това приземната ефективна доза се изчислява на 25 mSv. Тъй като тази стойност попада под критерия за извеждане на населението, финландската система генерира по-меката и компромисна препоръка единствено за **укриване в сгради**.

Този примерен изчислителен сценарий доказва фундаменталния научен принос на дипломната работа: при абсолютно еднакви радиологични и метеорологични условия, софтуерните дефиниции и архитектурни лимити във височината на изхвърляне водят до вземането на коренно различни управленски решения на терен (Евакуация срещу Укриване). Това подчертава критичната необходимост от хармонизиране на инженерните алгоритми в рамките на държавите членки на ЕС за постигане на единна и надеждна защита на населението и избягване на трансгранични парадокси.

ГЛАВА 6. РЕЗУЛТАТИ И АНАЛИЗ ПРИ СТАТИСТИЧЕСКИЯ ПОДХОД

6.1. Преглед на изчислителните резултати

Статистическият (вероятностен) подход анализира ядрената авария като събитие, което може настъпи във всеки един произволен момент, изисквайки обработка на реална климатична история за **една пълна календарна година (8760 часови масива)**. В рамките на разглежданото сравнително изследване, френският оператор **EDF** представя детайлно разгърнат вероятностен модел при приземно изпускане 0 м. Моделът прекарва аварийния източник през динамично променящи се метеорологични полета (скорост и посока на вятъра, валежи и височина на слоя на смесване), генерирайки хиляди симулационни сценарии, които впоследствие се подлагат на статистическа филтрация.

6.2. Сравнение между участниците и симулация на модела на EDF

Когато крайните данни се сортират за консервативния регулаторен стандарт от **95-тия перцентил** на кумулативната вероятност (CCDF), се очертава следната радиологична картина:

- **На разстояние 500 метра (в обсега на късите разстояния):** Максималната прогнозирана ефективна доза за цяло тяло при модела на EDF достига **82 mSv**. Декомпозицията на индивидуалните радиационни пътища показва пълна доминация на вътрешното облъчване вследствие на вдишване на радионуклиди — **инхалационният път формира 88% от общата доза**. Външното облъчване от отложените върху почвата нуклиди заема 9%, а външното облъчване от преминаващия факел — едва 3%.
- **На разстояние 3 км (границата на прехода към дълги разстояния):** Стойността на 95-тия перцентил за ефективната доза за цяло тяло закономерно спада до **18 mSv**. Това автоматично променя задействаната аварийна мярка по критерий ОІІ от задължителна евакуация към временно укриване в сгради и йодна профилактика.

При статистическия подход е използвана метеорологична база данни, обхващаща една пълна календарна година (8760 часа), с цел отчитане на променливостта на атмосферните условия. В рамките на сравнителното изследване френският оператор EDF прилага вероятностен модел, позволяващ оценка на дозовите последствия при различни комбинации от метеорологични параметри

Показател	Стойност
Оператор	EDF (Франция)
Подход	Статистически / вероятностен
Период на метеорологичните данни	1 година (8760 часа)
Използван перцентил	95-ти перцентил
Разстояние от източника	500 m
Изчислена ефективна доза	82 mSv
Дял от инхалационно облъчване	88 %
Дял от повърхностно отлагане	9 %
Дял от облъчване от радиоактивния облак	3 %

Получените резултати показват, че при статистическия подход метеорологичната неопределеност оказва съществено влияние върху прогнозните дозови оценки. Анализът на EDF потвърждава, че дори при еднакъв аварийен сценарий използването на вероятностен модел може да доведе до различни оценки на необходимите аварийни защитни мерки.

6.3. Анализ на различията и неопределеностите във вероятностните кодове

Съпоставянето на вероятностните данни между EDF и финландския оператор TVO разкрива важно научно явление: въпреки че кодовете показват сериозни разминавания при изолираното изчисляване на компонентите на външното облъчване (дължащи се на различни алгоритми за статистическа филтрация на периодите на безветрие), **крайната сумарна ефективна доза показва впечатляващо близко съвпадение.**

Абсолютната доминация на инхалационния път (80–90% от общото дозово натоварване в ранната фаза) потиска влиянието на останалите компоненти и действа като стабилизиращ математически фактор. Различието между крайните сумарни дози на TVO и EDF за 95-тия перцентил се свива до тесен и напълно приемлив диапазон (съотношение от едва 1 към 3). Това конвергиране доказва, че вероятностните модели предоставят

еднакво надеждна и консервативна основа за вземане на управленски решения по безопасност в рамките на ЕС.

ГЛАВА 7. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

7.1. Основни изводи и постигане на целта на изследването

В настоящата дипломна работа беше извършен комплексен сравнителен анализ на радиационните последици при аварийно изпускане на радиоактивни вещества, базиран на актуалните данни от съвместните изследователски масиви на инициативата ENISS и експертната група EGDP към NEA/OECD. Основната цел на разработката — да се анализират изчислителните резултати от симулирането на уеднаквен аварийен източник (*OECD-EGDP Baseline Scenario*) от операторите в различни държави членки на ЕС с оглед на капацитета им за своевременно определяне на защитни мерки и локализиране на зоните на контрол — е напълно постигната.

Заложената основна задача на изследването е окончателно решена: чрез диференцирано числено моделиране успешно са определени разпространението и радиационните последици на изпуснатия радиоактивен материал както на предварително дефинираните **къси разстояния (в диапазона до 3 км)** от източника, така и на **дълги разстояния (в диапазона от 3 до 30 км)**.

Проведеното изследване позволява формулирането на следните фундаментални научно-приложни изводи:

1. **Висока инженерна надеждност на детерминистичните платформи:**

Изчисленията чрез подхода с концентрирани параметри доказват, че използваните от европейските ядрени оператори софтуерни инструменти притежават висока степен на стабилност, като резултатите съвпадат в рамките на един и същ порядък на величината. Идентифицираните количествени отклонения (коефициенти на различие между 1.5 и 3 пъти) са напълно дефинируеми и са директно следствие от физико-математическите алгоритми за пресмятане на дисперсионните коефициенти (X/Q) при ламинарни движения на въздушните потоци, отчитането

на аеродинамичната сянка на реакторната сграда и бавния преход от дозовите фактори на ICRP 60 към съвременните метаболитни модели на ICRP 103 .

2. **Математическа конвергенция и стабилизираща роля на инхалационния път:** Статистическият подход за една календарна година (8760 часа) разкрива, че макар да съществуват сериозни вътрешни различия в моделирането на външното облъчване от облака (*cloudshine*) и земната повърхност (*groundshine*), те се компенсират по естествен път в ранната фаза на тежка авария. Абсолютната доминация на инхалационния път, който формира между 80% и 90% от общата ефективна доза за населението, действа като стабилизиращ математически фактор . Благодарение на това крайната сумарна ефективна доза за референтния 95-ти персентил показва изключително тясна конвергенция със съотношение между кодовете от едва 1 към 3, което гарантира, че планирането на защитните действия ще почива на сходна и консервативна радиационна основа .
3. **Критично влияние на софтуерните лимити в близкия обсег:** Казусът с изчислителните ограничения на софтуерните архитектури (напр. твърдо кодираният минимум от 20 метра височина на изпускане при кода на TVO спрямо реалните 0 метра при EDF) доказва, че геометричните условности на кодовете могат изкуствено да занижат приземната концентрация на къси разстояния . Подобни разминавания оказват пряко влияние върху инженерното вземане на решения, променяйки автоматично генерираната препоръка по критерий OIL от незабавна евакуация към временно укриване в сгради.

7.2. Възможности за хармонизиране на методологиите и допусканията

Въпреки задоволителното съвпадение на крайните интегрални дози, сравнителното изследване идентифицира специфични области, в които съществуват реални възможности за методологическо уеднаквяване в рамките на ЕС, което е критично условие за елиминиране на „граничните парадокси“ при трансгранични аварии :

- **Уеднаквяване на референтните персентили:** Необходимо е приемането на единен европейски стандарт за дефиниране на кумулативните вероятностни криви (CCDF) и определяне на стойностите на отрязване (*cut-off values*) при тежки аварии (Design Extension Conditions — DEC).

- **Стандартизиране на вътрешните константи:** Постигането на пълна софтуерна съвместимост изисква хармонизиране на заложените скорости на сухо и мокро отлагане, дебитите на вдишване (степени на дишане) за различните възрастови групи от населението, както и на факторите на засенчване и екраниране (*Shielding Factors*), приписвани на типичните европейски сгради при укриване .
- **Преодоляване на архитектурните ограничения:** Бъдещото развитие на аварийните кодове трябва напълно да изключва софтуерните лимити за височина, давайки възможност за вярно симулиране на реални приземни пробиви (0 метра) в непосредствена близост до реакторното здание.

7.3. Значение за европейската ядрена безопасност и бъдещи изследвания

В инженерната практика, свързана с експлоатацията на ядрени съоръжения, развитието на надеждни прогнозни системи представлява ключов елемент от концепцията за ядрена безопасност. Резултатите от настоящото изследване притежават основно значение за следните съвременни направления:

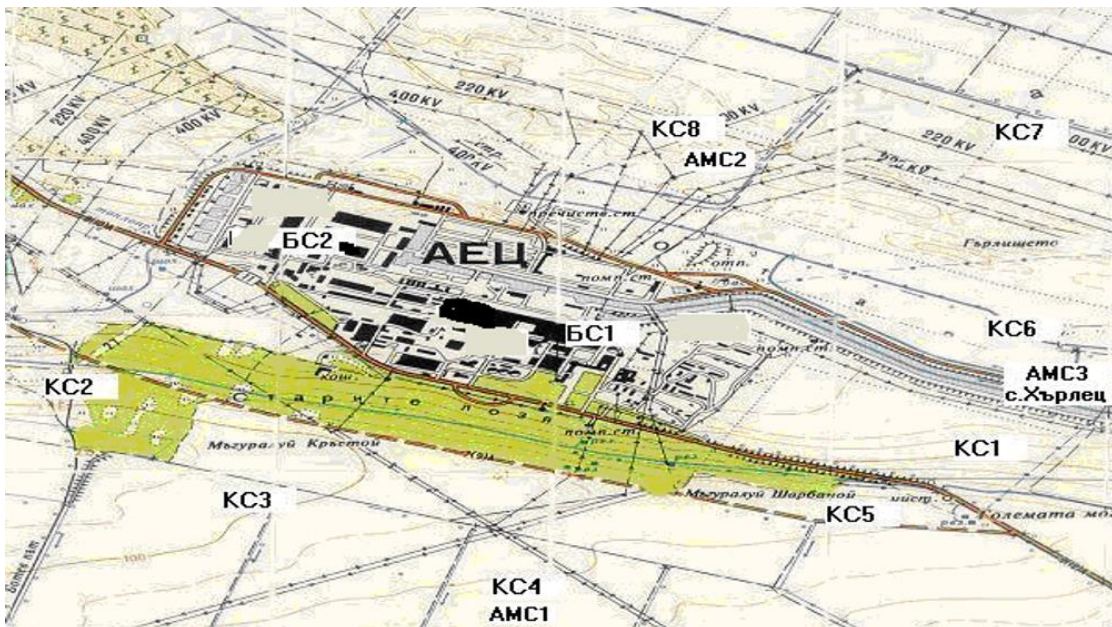
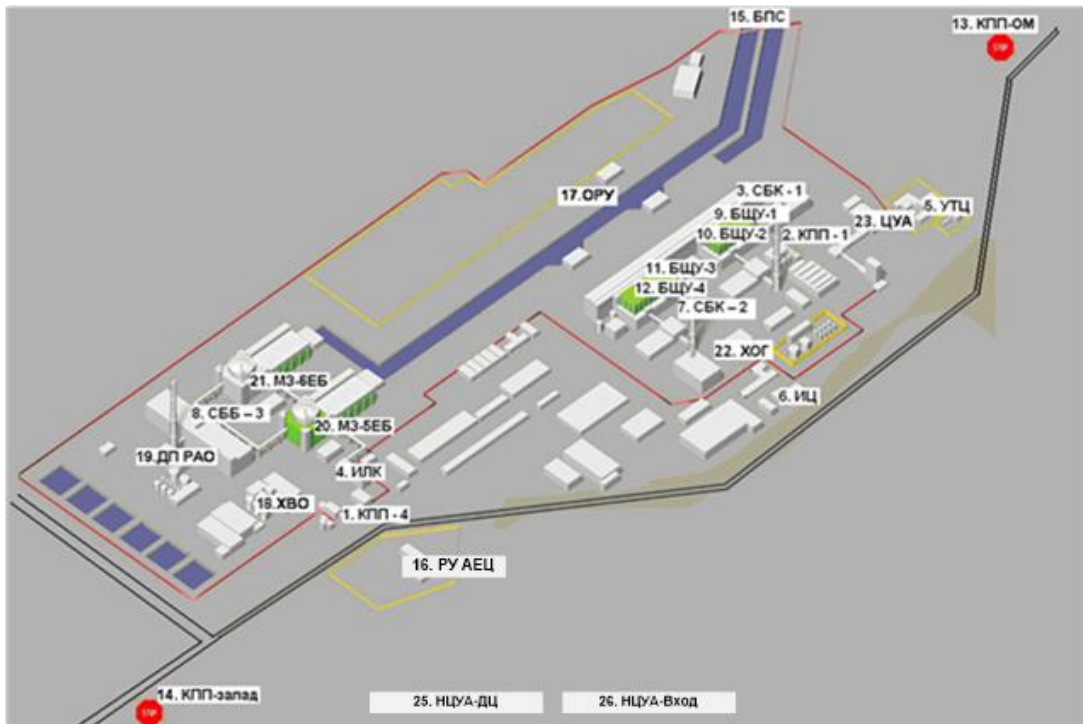
1. **Принос към Вероятностния анализ на безопасността от Ниво 3 (Level 3 PSA):** Изводите за устойчивостта на статистическия подход подкрепят стартирания международен проект на МААЕ за разработване на ново Ръководство за безопасност за Level 3 PSA . Доказаната математическа конвергенция при 95-тия перцентил намалява неопределеността при количественото определяне на обществения риск извън площадката.
2. **Лицензиране на Малки модулни реактори (SMR):** Основният икономически и регулаторен стремеж при SMR технологиите е възможността за максимално свиване на **Зоната за превантивни защитни мерки (Pre-action Zone — PAZ)** до самите граници на индустриалната площадка. Прецизирането на изчисленията на къси разстояния е критично условие за доказване пред националните регулатори, че радиационният риск е надеждно ограничен около оградата на съоръжението.
3. **Внедряване на 3D CFD моделиране:** На много къси разстояния (под 300–500 метра) конвенционалните Гаусови модели губят своята прецизност поради завихрянията от инфраструктурата . Бъдещите усилия трябва да се насочат към

триизмерни модели на Изчислителната хидродинамика (CFD) за оценка на обитаемостта на БЩУ и генериране на коригиращи фактори за застроена среда (каквото е финландският проект *PLUMO* в рамките на програмата *SAFER2028*).

7.4. Практически препоръки за българския национален контекст

Въз основа на извършения сравнителен анализ и в съответствие с изискванията на националната нормативна уредба и Агенцията за ядрено регулиране (АЯР), се формулират следните приложни препоръки:

1. **Запазване на методологическата стабилност при лицензиране:** Препоръчва се операторът на АЕЦ „Козлодуй“ да поддържа текущите детерминистични подходи с концентрирани параметри за целите на Периодичните прегледи на безопасността (PSR) и проектите за Удължаване на ресурса (LTO), тъй като проведеното сравнително изследване доказва, че те осигуряват напълно достатъчни и стабилни консервативни маржове по безопасност.
2. **Внедряване на автоматична асимилация на данни (*Data Assimilation*):** Наличната в АЕЦ „Козлодуй“ изключително добра практика, включваща непрекъснатата експлоатация на 26 дозиметрични монитора на самата индустриална площадка и 8 радиационни станции в 1.8-километровата близка зона, трябва да бъде софтуерно интегрирана с прогнозните модули на платформата JRODOS. Препоръчва се разработването на алгоритми, които автоматично съпоставят реално измерваните на полето импулси от МЕД и концентрация на ^{131}I с прогнозния факел, извършвайки обратна динамична корекция на интензитета на източника Q , Bq/s) в реално време.



3. **Оптимизиране на границите на аварийното планиране:** Данните от проведените сравнителни изследвания трябва да се използват за прецизиране на границите на Зоната за превантивни защитни мерки (PAZ) до 3 км и Зоната за неотложни защитни мерки (UPZ) от 3 до 30 км. Тъй като в превантивната зона (PAZ) защитните действия се разпореждат незабавно въз основа на състоянието на реактора, софтуерното моделиране трябва да гарантира, че разгърнатата логистика напълно изключва закъснения, породени от изчакването на полеви

радиационни измервания, осигурявайки максимална защита за персонала и населението.

ГЛАВА 8. ИЗТОЧНИЦИ

8.1. Документите на МААЕ (IAEA)

- IAEA GSR Part 7 (2015);
- IAEA Safety Standards Series No. SSG-54;
- IAEA GSG-2 (2011) ;
- IAEA TECDOC за Level 3 PSA (2025/2026);

8.2. Международни препоръки (ICRP и OECD/NEA)

- ICRP 60 (1990) и ICRP 103 (2007);
- Докладът от учението INEX-5 (2018);
- Сравнително изследване на ENISS / EGDP към NEA (Март 2026 г.);

8.3. Европейска и Българска нормативна рамка;

- Директива 2013/59/Евратом;
- Закон за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ);
- Наредба за основните норми за радиационна защита (2017) и Наредба за аварийно планиране (2011).

8.4. „Увод в дозиметрията на йонизиращите лъчения“ от проф. Добромир Пресиянов (изд. „Тита-консулт“, 2014)