UPTEC ES 24003
Examensarbete 30 hp
Februari 2024

Utvecklingsbehov av probabilistisk säkerhetsanalys (PSA) för applicering på SMR:er

Emilia Udd

Civilingenjörsprogrammet i energisystem

UPPSALA UNIVERSITET

Development needs of probabilistic safety assessment (PSA) for SMR applications

Emilia Udd

Abstract

Nuclear power is an important part of Sweden's energy system and contributes with about 30 % of the supplied electric energy. Interest in new construction is currently high and one type of reactor that may be built is small modular reactors, SMRs. A method that is used to evaluate the safety of a traditional nuclear power plant is the so called probabilistic safety assessment (PSA). An important question is if PSA is applicable to SMRs. This thesis examines differences between a BWRX-300 type SMR and a generic boiling water reactor to investigate if the traditional PSA method is applicable to SMRs and what characteristics that may affect the results.

To investigate the topic, a simplified PSA analysis is carried out at level 1 for five different initiating events: extreme snowfall, loss of cooling accident, loss of main feedwater, loss of offsite power supply and transient. These are then compared to a model of a generic BWR reactor.

The conclusions that emerge from the analysis are that the traditional PSA method can be applied for SMRs of the BWRX-300 type. The features that distinguish the BWRX-300 compared to a generic BWR are mainly that the SMR is smaller in size and power and the influence of the passive safety systems. This results in a lower core damage frequency. Some the areas where the PSA method could be developed for SMRs are the analysis of passive components and passive functions.

Teknisk-naturvetenskapliga fakulteten

Uppsala universitet, Utgivningsort Uppsala

Handledare: Carl Eriksson Ämnesgranskare: Mattias Lantz

Examinator: Carla Puglia

Populärvetenskaplig Sammanfattning

Hållbar utveckling och omställningen till en fossilfri framtid är ett ämne som engagerar många. Pålitlig energi är lika viktigt för ett fungerande samhälle som vatten för en människa. För att klara omställningen behövs fossilfri sådan.

Kärnkraften är en fossilfri energikälla som inte är beroende av väder och vind. Just nu är intresset för ny kärnkraft stort och bland annat för små kärnkraftverk så kallde SMR:er (Small Modular Reactor). De små kärnkraftverken medför enklare design och enklare säkerhetssystem som kräver mindre mänskligt agerande och är oberoende av elkraft, så kallade passiva säkerhetssystem. Detta kan medföra ekonomiska fördelar men också mindre storlek på reaktorerna vilket gör dem enklare att frakta och bygga ihop. De passiva säkerhetsystemen drivs av fysikaliska fenomen exempelvis konvektion och naturlig cirkulation som drivs av gravitation.

Säkerheten för ett kärnkraftverk är en central fråga för verksamheten och målet är att skydda omgivningen från joniserande strålning och radioaktiva ämnen. För att upprätthålla säkerheten finns säkerhetssystem i kärnkraftverket. För att analysera deras funktion används säkerhetsanalysmetoder, i detta projekt har probabilistisk säkerhetsanalys (PSA) använts och studerats. PSA är en form av säkerhetsanalys som är baserad på sannolikheter för att beräkna frekvensen för haverier. Metoden går ut på att identifiera risker i systemet och vilka händelser som kan inträffa, hur vanliga uppkomsten av dessa händelser är och dess konsekvenser. I detta projekt har fem sådana händelser undersökts. Dessa händelser är extremt snöfall, stort rörbrott, matarvattenförlust, bortfall av yttre kraftmatning och transient.

Resultaten visar att en specifik typ av SMR som heter BWRX-300 har lägre total härdskadefrekvens än en generisk kokvattenreaktor. Kokvattenreaktorer är en typ av reaktor som är vanlig i Sverige.

Analysen visar att härdskadefrekvensen minskar med 48 % för BWRX-300 jämfört med en generisk reaktor. Det syns en stor minskning för extremt snöfall, där härdskadefrekvensen minskar med 99,9 % för BWRX-300. Resultaten visar även att de passiva säkerhetsystemen har stor påverkan på resultaten och då främst de passiva komponenterna i dessa system. Ett exempel är värmeväxlare som felar på grund av ett gemensamt fel bidrar stort till den totala härdskadefrekvensen. En känslighetsanalys visar även att de passiva funktionerna som naturlig cirkulation och konvektion påverkar resultaten. De passiva systemen bidrar också med stora osäkerheter i modellen och bör därför hanteras på rätt sätt.

Från detta dras slutsatserna att BWRX-300 är säkrare som en följd av lägre härdskadefrekvens än en generisk kokvattenreaktor. En annan slutsats är att metodiken för de probabilistiska säkerhetsanalyser som traditionellt används kan tillämpas på denna typ av SMR. Dessa metoder kan dock behöva utvecklas för att hantera passiva säkerhetssystem och då främst passiva funktioner och komponenter.

För att få fram ovanstående resultat och slutsatser har arbetet bestått av en inledande litteraturstudie där information om säkerhetsystem för BWRX-300 och en generisk BWR har inhämtats. Sedan har en guide med information om genomförandet av en PSA granskats. Efter detta genomfördes en förenklad PSA genom att BWRX-300 modellerades för de fem olika störningarna som nämns ovan och simulerades sedan i ett program som heter RiskSpectrum. För att kunna utföra modelleringen har systeminformation och data behövts erhållas.

Exekutiv sammanfattning

Kärnkraft är en viktig del av Sveriges energisystem och används idag som baskraft och bidrar med ca 30 % av den tillförda energin. Intresset för nybyggnation är just nu stort och en typ av reaktor som kan komma att byggas är små modulära reaktorer, så kallade SMR:er. För traditionella kärnkraftverk finns bearbetade probabilistiska säkerhetsanalysmetoder (PSA), men kan dessa tillämpas på SMR:er? Detta examensarbete undersöker skillnader mellan en SMR av typen BWRX-300 och en generisk kokvattenreaktor för att se om den traditionella PSA-metodiken är applicerbar på SMR:er samt vilka egenskaper som kan påverka detta.

För att undersöka problemet genomförs en förenklad PSA nivå 1 för fem olika störningar: extremt snöfall, stort rörbrott, matarvattenförlust, bortfall av yttre kraftmatning och transient. Dessa jämförs sedan med en modell av en generisk BWR-reaktor.

De slutsatser som framkommer av analysen är att den traditionella PSA-metodiken kan tillämpas för SMR:er av typen BWRX-300. De egenskaper som särskiljer BWRX-300 jämfört med en generisk BWR är främst att SMR:en påvisas ha lägre härdskadefrekvens samt att de passiva säkerhetsystemen påverkar resultaten. Metoder som kan utvecklas för SMRer är just analysen av passiva komponeter och då främst CCF (Common Cause Failure) mellan värmeväxlare. Passiva funktioner påverkar också resultaten och skulle främjas av en tydligare metodik.

Förord

Föreliggande examensarbete är den sista delen av utbildningen civilingenjörsprogrammet i energisystem vid Uppsala universitet. Projektet har gjorts i samarbete med företaget Risk Pilot AB på deras kontor i Stockholm under höstterminen 2023. Jag vill rikta ett stort tack till företaget och kollegorna för ert trevliga bemötande och för möjligheten att fördjupa mig inom ett intressant område. Ett särskilt tack till min handledare Carl Eriksson för att du tagit dig tiden att svara på alla mina frågor och funderingar. Från Uppsala universitet vill jag tacka min ämnesgranskare Mattias Lantz för råd längs vägen. Även tack till min opponent Philip Clarstedt för en intressant diskussion och givande förbättringsförslag.

Jag vill också rikta ett stort tack till min mamma, Helena Udd för all hjälp och goda råd under studietiden och examensarbetet. Sist men inte minst, stort tack till min sambo Johan Millberg för all stöttning under arbetets gång.

Innehållsförteckning

Definitioner och förkortningar 8

1. Inledning 9
   - 1.1 Bakgrund 9
     - 1.1.1 Allmänt om Kärnkraft 9
     - 1.1.2 Allmänt om SMR 9
     - 1.1.3 BWRX-300 10
   - 1.2 Syfte och mål 11
     - 1.2.1 Frågeställning 11
   - 1.3 Avgränsningar 11
2. Teori 12
   - 2.1 Reaktorsäkerhet 12
     - 2.1.1 Säkerhetsfunktioner i en BWR 12
     - 2.1.2 Säkerhetsfunktioner i BWRX-300 13
     - 2.1.3 Likheter och skillnader 15
   - 2.2 Störningar 16
     - 2.2.1 Inre händelser 16
     - 2.2.2 Rumshändelser 17
     - 2.2.3 Yttre händelser 17
     - 2.2.4 Beroenden och CCF 17
     - 2.2.5 BWRX-300 och störningar 18
   - 2.3 PSA 18
     - 2.3.1 Analys av inledande händelser 18
     - 2.3.2 Sekvensanalys 18
     - 2.3.3 Systemanalys 19
     - 2.3.4 Beroendeanalys 20
     - 2.3.5 Dataanalys 20
     - 2.3.6 Kvantifiering av resultaten 21
   - 2.4 Passiva säkerhetssystem 21
     - 2.4.1 Metoder för tillförlitlighetsanalys av passiva system 22
   - 2.5 Hänsynstagande för flera SMR i samma anläggning 22
3. Metod 23
   - 3.1 Litteraturstudie 23
   - 3.2 SSG-3 23
     - 3.2.1 Värdering av SSG-3 23
   - 3.3 Systemstruktur och FMEA 24
   - 3.4 Modellering 26
     - 3.4.1 Modell, BWRX-300 26
     - 3.4.2 LOCA 27
     - 3.4.3 LMFW 28
     - 3.4.4 LOOP 29
     - 3.4.5 Transient 30
     - 3.4.6 Extremt snöfall 31
   - 3.5 Datainsamling 33
     - 3.5.1 CCF-hantering och data 33
   - 3.6 Simulering 33
   - 3.7 Känslighetsanalys 34
   - 3.8 Resultattolkning 34
     - 3.8.1 Betydelse- och känslighetsmått 34
     - 3.8.2 Bashändelsegrupper 35
4. Resultat 36
   - 4.1 Härdskadefrekvens 36
   - 4.2 Betydelsemått 36
   - 4.3 Sekvenser och barriärer 38
   - 4.4 Känslighetsanalys 40
5. Diskussion 42
   - 5.1 Analys 42
   - 5.2 Kritisk granskning av egna arbetet och osäkerheter 43
   - 5.3 Vidare studier 44
   - 5.4 Samhällspåverkan, hållbar utveckling och etik 44
6. Slutsats 45
7. Referenser 46

Bilagor 49
- Bilaga 1, CCF beräkningar 49

Bilaga 2, RIF för Generisk Modell **49**
Bilaga 3, RIF för BWRX-300 ..... **50**
Bilaga 4, Datakällor **51**

Definitioner och förkortningar

Felmoder	(Eng. Failure modes) Begreppet beskriver olika lägen och sätt som resulterar i att ett system eller komponent misslyckas med att utföra sin tilltänkta uppgift.
Händelse	*”något inträffar som hotar, påverkar eller hindrar normal drift; ju större händelse, desto större konsekvens i anläggningen och större risk för omgivningen”* (KSU, 2014)
Störning	*”liten till medelstor händelse som gör att processparameter hamnar utanför given gräns; en liten störning ger larm, en större störning ger driftavbrott*.” (KSU, 2014)
Säkerhet	”*Minimering av risk och skydd mot oönskade händelser och konsekvenser.”* (KSU, 2014)
Risk	”*Risk beskrivs som något farligt, produkten av sannolikheten för en händelse och dess konsekvenser*” (KSU, 2014)

AOOS	Anticipated Operational Occurrences
BWR	Boiling Water Reactor/Kokvattenreaktor
CCF	Common Cause Failure/Fel med gemensam orsak
CD/HS	Core Damage frequency/Härdskadefrekvens
CCI	Common Cause Initiators
CCS	Containment Cooling System
GE	Generisk reaktor/Generisk reaktormodell
ICCV	IC Condensate Valve
ICS	Isolation Condenser System
IH	Inledande händelse
LOCA	Loss of Cooling Accident
MCS	Minimal Cut Set
PCCS	Passive Containment Cooling System
PSA	Probabilistic Safety Assessment/Probabilistisk Säkerhets Analys
PWR	Pressure Water Reactor/Tryckvattenreaktor
RIV	Reactor Isolation Valves
RPV	Reaktorinneslutning
SMR	Small Modular Reactor/Liten modulär reaktor
SSG	Specific Safety Guide
TH	Termohydraulisk

1. Inledning

Behovet av pålitlig, fossilfri och prisvärd energi är stort i nuläget. Elektrifieringen och omställningen till fossilfri elproduktion kan resultera i ett fördubblat elbehov 2030 (Energimyndigheten, 2022). Kärnkraften spelar därför en viktig roll i dagens, likväl framtidens energisystem. Det är en fossilfri energikälla som inte är beroende av väder och vind, som idag används som baskraft och bidrar med ca 30 % av den tillförda elektriska energin i Sverige (Energimyndigheten, u.å.). Kärnkraften bidrar även med stabilitet i elnätet i form av rotationsenergi från turbinerna (Energiforsk, 2023).

Vid ett ökat behov och eventuella utbyggnader av kärnkraften finns stort fokus på säkerheten. Detta är en viktig princip för ett kärnkraftverk, där målet är att skydda omgivningen mot joniserande strålning och radioaktiva ämnen (KSU, 2014). Dagens kärnkraftverk omfattar stora säkerhetsprocesser och funktioner som är nödvändiga men också väldigt kostsamma. Från detta har idén om mindre kärnkraftverk, så kallade SMR:er, uppkommit. På grund av den mindre storleken kan designen förenklas och likaså säkerhetssystemen vilket kan medföra ekonomiska fördelar (NEA, 2021). I detta examensarbete har en specifik typ av liten modulär reaktor studeras, vid namn BWRX-300. Den utnyttjar bland annat passiva säkerhetssystem och naturlig cirkulation för sina säkerhetsfunktioner (GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010). Detta skiljer sig mot de säkerhetsfunktioner som finns i dagens kokvattenreaktorer (BWR) som förklaras i kapitel 2.1.1.

För att analysera säkerheten i ett kärnkraftverk används ofta en metod som kallas probabilistisk säkerhetsanalys (PSA). I detta projekt kommer en förenklad PSA nivå 1 att utföras för fem olika störningar som sedan jämförs med en generisk modell av en BWR. För vidare läsning om syftet med projektet och avgränsningar hänvisas läsaren till kapitel 1.2 och 1.3.

1.1 Bakgrund

1.1.1 Allmänt om Kärnkraft

Kärnkraft är en energikälla som producerar elektrisk energi. I Sverige används idag två olika typer av reaktorer: kokvattenreaktorer (BWR) och tryckvattenreaktor (PWR). Processen i en BWR är att uranatomer klyvs vilket frigör energi som används för att koka vatten. Ångan driver sedan en ångturbin som i sin tur driver en generator. Efter ångturbinen kyls ångan ner av kylarvattnen och kondenserar. Vattnet som bildas pumpas sedan in till reaktorn och processen påbörjas på nytt (KSU, 2013). Den elektriska effekten på en konventionell BWR varierar i Sverige men är exempelvis 1121 MW för reaktorn Forsmark 2 (Vattenfall AB, u.å.).

1.1.2 Allmänt om SMR

Små modulära reaktorer kallas även SMR från engelskans small modular reactor och är kärnkraftverk som är mindre än dagens konventionella, både till storleken och levererad effekt. Den elektriska effekten ska inte överstiga 300 MWe för att reaktorn ska få kallas en SMR. Den mindre storleken möjliggör moduläritet genom att reaktorerna skulle kunna tillverkas och monteras i en fabrik för att sedan transporteras ut till platsen. Detta är en stor fördel med SMR då de skulle kunna placeras på platser som inte lämpar sig för konventionella kärnkraftverk (Liou, 2023). På sikt skulle moduläriteten och den förenklade designen kunna medföra massproduktion, vilket i sin tur kan resultera i lägre kostnader (NEA, 2021).

Andra fördelar med SMR är att designen, framför allt säkerhetssystemen kan förenklas. Detta är en följd av den mindre härden i SMR:er jämfört med storskaliga BWR:er, vilket bland annat beror på det större yta-volymförhållandet. Som en konsekvens av detta möjliggörs mer kylning per effekt på grund av att kylningen av bränslet kan upprätthållas på ett förenklat sätt (NEA, 2021). För att

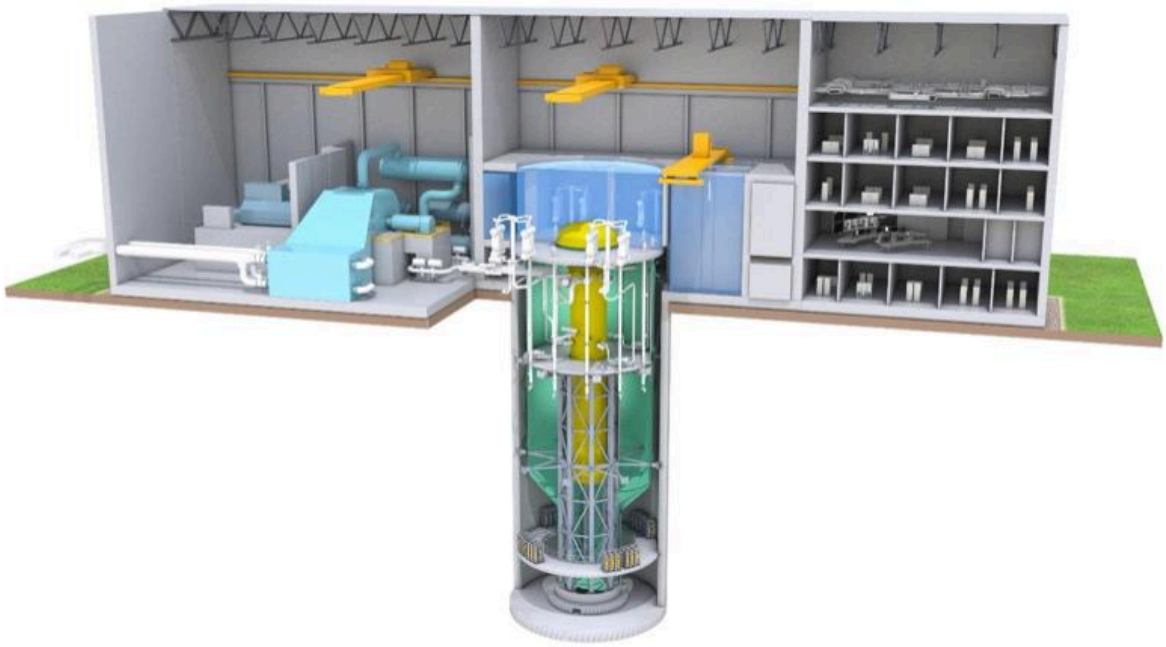
utnyttja den ökade möjligheten till kylning av bränslet, kan passiva säkerhetssystem användas. Passiva säkerhetssystem är system som inte kräver någon handpåläggning för att fungera (Nayak, et al., 2008). Passiva säkerhetssystem kan resultera i att enklare säkerhetsanalysmetoder kan användas samt att antalet felmoder minskar (NEA, 2021). So & Kim (2022) poängterar vikten av att undersöka tillförlitligheten av passiva system, då dessa kan medföra större osäkerheter som en följd av bristfällig kunskap om de fysikaliska fenomen som driver processerna. Vidare förklaring om passiva system går att läsa i kapitel 2.4

Trots många fördelar med SMR finns det även mindre fördelaktiga följder. Den elektriska effekten är som nämnt tidigare maximalt 300 MWe för en SMR, vilket är ungefär fjärdedel av effekten av ett konventionellt kärnkraftverk. För att få liknande effekt skulle det alltså behövas flera moduler sammankopplade. Flera sammankopplade moduler skulle kunna medföra andra typer av beroenden och fel som inte påvisats tidigare, mer i om detta i kapitel 2.5. Kraftverk har mindre generatorer som skulle kunna påverka elnätet negativt i och med mindre svängmassa (Energiforsk, 2023).

1.1.3 BWRX-300

BWRX-300 är en SMR som tillverkas av GE Hitachi och är deras tionde generation av BWR-reaktor. Den är designad för att kunna leverera 300 MWe, med en förväntad livslängd på ca 60 år. BWRX-300 använder sig bland annat av passiva säkerhetssystem, exempelvis naturlig cirkulation. Detta möjliggörs av reaktorns avlånga design och en längre skorsten (IAEA, 2019), samt nämnda orsaker i kapitel 2.4.

I Figur 1 syns en bild på reaktorbyggnaden och dess delar, reaktortanken och dess inneslutning är placerad under marken (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). Detta skiljer sig från konventionella generation 2 reaktorer, som sällan är designade för att placeras helt under marknivå. Reaktortankens dimensioner är 26 meter lång och 4 meter i diameter (IAEA, 2019). I Figur 1 går det att se reaktorbyggnadens utformning och i Figur 3 syns hur systemen i BWRX-300 är sammankopplade.



Figur 1: Reaktorbyggnad för BWRX-300 som visar den nedsänkta reaktortanken (i gult) och dess inneslutning samt omgivande byggnad (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).

1.2 Syfte och mål

Syftet med föreliggande examensarbete är att undersöka skillnaden i säkerhetssystem mellan en konventionell kokvattenreaktor (BWR) och en SMR av typen BWRX-300 och vidare hur dessa skillnader påverkar genomförandet av en probabilistisk säkerhetsanalys (PSA). Detta innefattar att identifiera utvecklingsbehov samt utmaningar för befintlig metodik inom PSA. I åtanke bör finnas ämnets storlek och att arbetet därför endast kommer kunna beröra utvalda delar, avgränsningar för arbetet förklaras i kapitel 1.3 och antaganden som gjorts gällande modelleringen i kapitel 3.4.1. Målet är således att få en övergripande förståelse för vilka aspekter och egenskaper som påverkar PSA:n mest för SMR:er och vart fokus bör läggas för framtida utveckling.

1.2.1 Frågeställning

- Vilka egenskaper är utmärkande för BWRX-300 jämfört med en BWR?
- Krävs det utvecklade metoder och i så fall vilka, för att genomföra PSA för en SMR av modellen BWRX-300 jämfört med traditionell PSA?

1.3 Avgränsningar

Området som berör PSA och SMR:er är stort och projektet har utförts under en begränsad tid, därför har vissa avgränsningar i arbetet gjorts. Dessa avgränsningar avhandlas i kapitlet nedan.

Studien har fokuserat på en specifik typ av SMR design, GE Hitachis BWRX-300. Valet av denna baseras på att designen just nu är i framkant, exempelvis så finns ett pågående projekt i Kanada (GE Hitachi Nuclear Energy, 2022). Inom en snar framtid kan det möjligtvis byggas nya kärnkraftverk i Sverige och BWRX-300 är då en trolig kandidat. Ytterligare en anledning till att denna design har valts är att det är en lättvatten kokreaktor, samma typ som den generiska modell som används vid modellering. De inledande händelserna och störningarna som modelleras är stort rörbrott (ALOCA), matarvattenförslut (LMFW), extremt snöfall (EXT_SNÖ), bortfall av yttre kraftmatning (LOOP) samt transient (TRANS). Dessa störningar valdes eftersom de fanns modellerade för den generiska reaktormodellen.

Den generiska modellen är en förenklad PSA-modell på en lättvatten-BWR. Modellen för BWRX-300 är också en förenklad sådan. Orsaken till detta är att ge en rättvis jämförelse som resulterar i att områden där extra fokus i en PSA för SMR:er belyses, snarare än skillnader i modellerna. I modellen antas även vissa säkerhetssystem fungera på samma sätt för BWRX-300 som för den generiska modellen, dessa är ”rector scam (C)” (snabbstopp) och ”main feed water (Q)” (huvudmatarvatten).

Eftersom BWRX-300 är en ny design som ännu inte finns kommersiellt så är informationen angående säkerhetssystemens utformning, funktioner och samverkan samt utförda säkerhetsanalyser begränsad. På grund av detta har antaganden behövts göras där information inte har varit offentliggjord. Mycket av systembeskrivningarna är baserade på GE Hitachi Nuclear Energy egna beskrivningar och bilder på systemen. Hur felträd och händelseträd har utformats bygger på antaganden beskrivna i kapitel 3.3 och 3.4.1. Fel- och händelseträd förklaras i kapitel 2.3.

Den genomförda studien fokuserar endast på PSA nivå 1. Detta eftersom PSA på nivå 1 är den initiala och grundläggande analysen som tar hänsyn till händelser som orsakar härdskada och hur den ska förhindras. PSA nivå 2 analyserar vad som händer efter en härdskada, det vill säga utsläpp och spridning av joniserande strålning. Mer information om PSA går att läsa i kapitel 2.3.

2. Teori

2.1 Reaktorsäkerhet

Säkerhet är en viktig princip för ett kärnkraftverk, där målet är att skydda omgivningen mot joniserande strålning och radioaktiva ämnen (KSU, 2014). För att kunna upprätthålla en säker miljö så finns djupförsvarsnivåer, aktivitetsbarriärer och säkerhetsfunktioner.

Djupförsvaret för ett kärnkraftverk är uppdelat i fem nivåer, dessa ska skydda omgivningen vid olyckor och beröra övriga säkerhetsfaktorer (SSM, 2022). Därför bör nivåerna vara oberoende av varandra i största möjliga mån. Djupförsvarsnivå ett innebär att genom konstruktionskvalitet kunna reducera risken för störningar och feltillstånd. Om en störning ändå inträffar finns djupförsvarsnivå två för att upptäcka och hantera händelsen och på så vis förhindra olyckor. Om en olycka trots allt inträffar finns nivå tre av djupförsvaret för att kunna minimera oönskade utfall och omfattande bränsleskador. Om omfattande bränsleskador i alla fall inträffar finns nivå fyra för att minimera utsläpp av en sådan händelse. Vid eventuella utsläpp finns nivå fem som verkar för att mildra dess följder. (SSM, 2022).

Aktivitetsbarriärerna är flertalet fysiska barriärer uppbyggda för att skydda omgivningen mot radioaktivitet genom inneslutning vid en störning och är en del av djupförsvarsnivåerna. I en kokvattenreaktor finns det fem barriärer (KSU, 2014). Dessa listas nedan.

1. Den första barriären är bränslet, vars sammansättningen bibehåller de radioaktiva ämnena i bränslet.
2. Andra barriären utgörs av kapslingsrören som omsluter bränslet.
3. Den tredje barriären är reaktortanken och dess tryckbärande delar.
4. Den fjärde barriären består av reaktorinneslutningen som är kringliggande reaktorns tryckbärande delar, denna inneslutning är trycksatt och försedd med kvävgas.
5. Den femte och sista barriären är reaktorbyggnaden (secondary containment) som omger inneslutningen. I denna är det undertryck i förhållande till omgivningen (KSU, 2014).

2.1.1 Säkerhetsfunktioner i en BWR

För att undvika utsläpp av radioaktiva ämnen krävs flertalet säkerhetsfunktioner. Dessa träder i kraft vid olika typer av störningar och avvikelser från normal drift, mer om dessa störningar i kapitel 3.2. Säkerhetsfunktionerna innehåller olika säkerhetssystem som upprätthåller funktionerna.

Säkerhetsfunktionerna i en kokvattenreaktor är avställning av reaktorn, härdkylning, tryckavsäkring, isolering av reaktorn, borttransport av reseffekt samt nödventilering av reaktorbyggnad (KSU, 2014). Olika säkerhetssystem som initieras vid onormala händelser sköter respektive säkerhetsfunktion (KSU, 2013). Säkerhetsfunktionerna beskrivs mer ingående nedan.

Avställning av reaktorn

Vid en onormal händelse är det av högsta prioritet att få stopp på bränslets kedjereaktion, vilket sker via en avställning av reaktorn. För detta finns tre olika säkerhetssystem: hydrauliska snabbstoppsystemet, elektrisk styrstavsmanövrering samt borinsprutning (KSU, 2014).

Det hydrauliska snabbstoppsystemet kan aktiveras både manuellt och automatiskt. Reaktionen i härden avbryts genom att styrstavarna pressas in och reaktorn är därmed avställd (KSU, 2014). Ifall det hydrauliska snabbstoppsystemet inte fungerar finns elektrisk styrstavsmanövrering. Varje styrstav och dess drivdon kan då styras manuellt med hjälp av en elmotor (KSU, 2014). Borinsprutning aktiveras ifall de första två systemen fallerar. Där avstannas reaktionen genom att

borhaltigt vatten pumpas in i reaktortanken. Systemet kan initieras både manuellt och automatiskt (KSU, 2014).

Härdkylning

För härdkylning vid normal drift används matarvattensystemet som i vissa fall också kan användas vid störningar (KSU, 2014). Vid en störning är det av yttersta vikt att det finns tillräckligt med kylkapacitet för kylning av härden. Det finns även flera säkerhetssystem, varav det första är hjälpmatarvattensystem. Systemet kan mata in vatten i reaktorn vid fullt tryck. Det andra systemet är lågtryckshärdsystemet, vilket kan pumpa in vatten till reaktorn vid lägre tryck än hjälpmatarvattensystemet. Vid situationer där lågtryckshärdsystemet behövs kan trycket behövas sänkas om det inte har sänkts av sig själv, detta åstadkoms via tvångsnedblåsning av ångan (KSU, 2014).

Tryckavsäkring

Vid sekvenser med för högt tryck i reaktorn och det är ogenomförbart att dumpa reaktorns överskottsånga till kondensorn behövs tryckavsäkring, vilket initieras både automatiskt och manuellt. Vid tryckavsäkring öppnas elektriska avblåsningsventilerna till inneslutningens kondensationsbassäng dit överskottsångan forslas. Det finns även säkerhetsventiler som används vid högre tryck (KSU, 2014).

Reaktorinneslutning

Vid sekvenser med för högt tryck i inneslutningen kan isolering av denna ske. Inneslutningen består av en gastät och tryckbärande byggnad som är kvävgasfylld för att förhindra knallgasexplosioner. Inneslutningen är uppdelad i primärutrymme (drywell) och sekundärutrymme (wetwell). Primärutrymmet innehåller reaktortank och anslutande rörsystem. Sekundärutrymmet innehåller ett kompressionsutrymme och en kondensationsbassäng. En viktig princip är PS-principen (pressure suppression). Om trycket är för högt i primärutrymmet pressas ånga ned i sekundärutrymmet och vice versa för att på så vis jämna ut trycket (KSU, 2014).

Resteffekt

Resteffekt från bränslet måste hanteras vid en avställning och kan göras på olika sätt. Normalt vid en avställning transporteras restvärme från härden till havet eller annan större vattenkälla. I samband med störningar där isolering krävs förs resteffekten från primärutrymmet till sekundärutrymmet. För kylning av vattnet finns sedan tre system: ”sprinkling av härden”, mellankylsystem och havsvattenkylsystem (KSU, 2014).

Som en andra inneslutning räknas reaktorbyggnaden. En säkerhetsfunktion i denna är nödventilationssystemet, då ventileras mellanliggande utrymmen. Byggnaden kan även vara försedd med läckageuppsamlingssystem vilket för läckage från skalventilerna till filter i nödventilationssystemet (KSU, 2014).

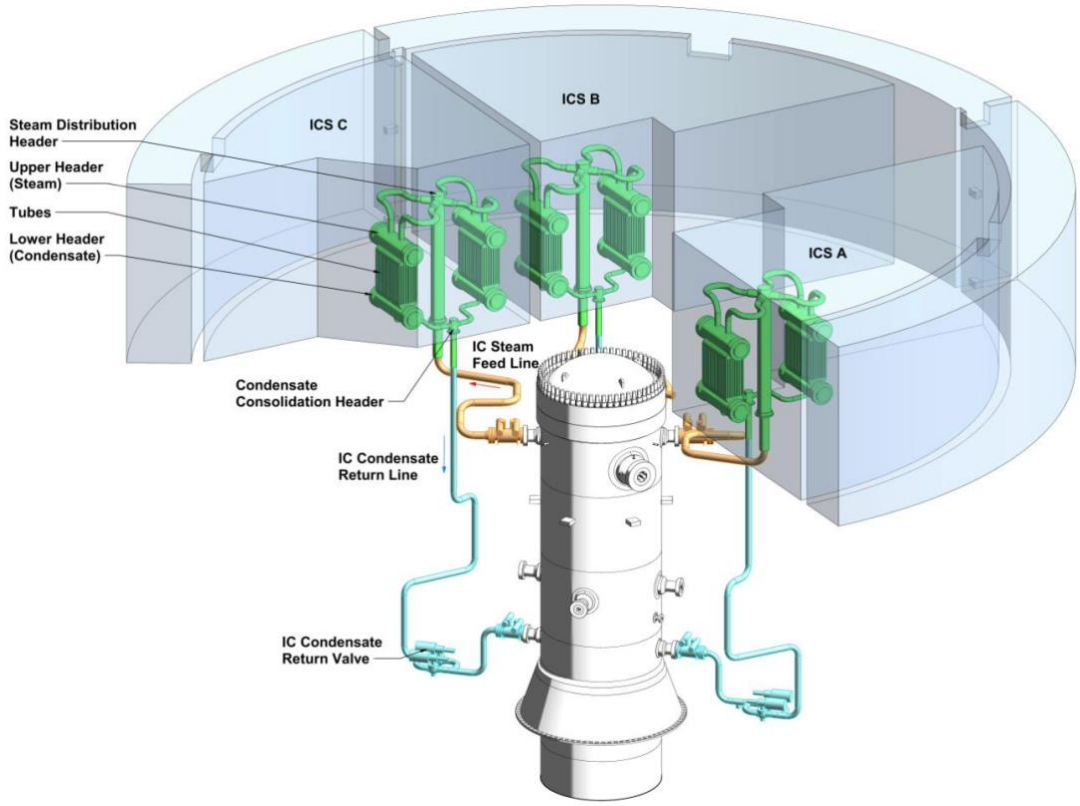
2.1.2 Säkerhetsfunktioner i BWRX-300

För BWRX-300 sköts reaktivitetskontroll och reaktoravställning av olika system. Den första är ett hydrauliskt snabbstopsystem som gör att styrstavarna matas in automatiskt (IAEA, 2020). Systemet initieras genom att öppna säkerhetsventilerna. Reaktorn är även försedd med ett manuellt bor-insprutningssystem och möjlighet till elektrisk styrstavsmanövrering (GE Hitachi Nuclear Energy , 2022). Dessa fungerar på liknande sätt jämfört med en traditionell BWR-reaktor, vilket förklaras i kapitel 2.3.1.

ICS

ICS (Isolation condenser system) är ett passivt säkerhetssystem som består av tre oberoende stråk. Varje stråk innehåller bland annat dysor fästa på reaktortanken (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). ”*En dysa är ett slags munstycke som kontrollerar en gas eller vätskas flöde”* (ASSALUB AB, 2024). Varje stråk innehåller även två ventiler kallade RIV (Reactor Isolation Valves) integrerade på reaktortanken, ytterligare en ventil kallad IC Condensate Valve (ICCV) och en värmeväxlare nedsänkt i en bassäng med vatten (IC-bassäng), se Figur 2. Systemet transporterar bort värme och håller ångtrycket på en normal nivå, när ordinarie kylsystem inte finns tillgängligt. Värmen transporteras bort från reaktorinneslutningen (RPV) till IC-bassängerna, där den kondenseras mot atmosfären som slutgiltig värmesänka. Bassängerna kan fyllas på manuellt via exempelvis en brandbil (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).

Systemet drivs av gravitation genom naturlig cirkulation. ICS är designat för att endast en av stråken behövs för att dämpa effekten av AOOS (Anticipated Operational Occurrences), två för LOCAS (Loss Of Cooling Accident) och tre för händelser utanför design. Systemet kan startas manuellt och automatiskt. Automatisk start sker genom skyddssystemssignal eller bortfall av DC-ström (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). ICS för BWRX-300 är ett liknande system från GE Hitachis föregående BWR-modell, ESBWR, men den har fyra stråk istället för tre.

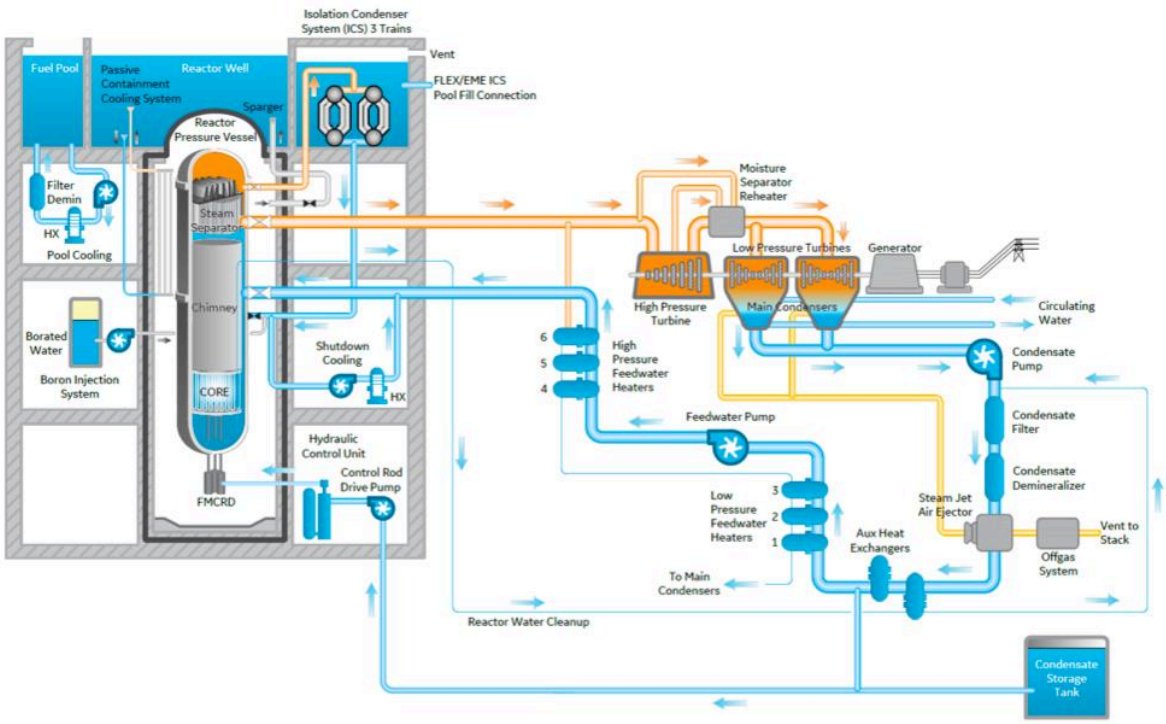


Figur 2:Bild över det passiva systemet som visar de tre likadana stråken. För stråk C finns delarna i stråket utmärkta. Det gula röret ”IC Steam Feed Line” leder ångan från reaktortanken till den gröna värmeväxlaren som är nedsänkt i bassäng C. Därifrån leds vatten tillbaka till reaktortanken genom det blåa röret ”IC Condensate Return Line”. På bilden syns även RIV, fästa på reaktortanken precis innan den gula ”IC Steam Feed Line” (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).

PCCS

För att ta hand om restvärme från inneslutningen är BWRX-300 försedd med ett system kallat PCCS (Passive containment cooling system) (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). Systemet hjälper även till med tryckavsäkring (IAEA, 2019). Systemet transporterar passivt bort värmen genom naturlig cirkulation och kondensation (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). Värmen transporteras från inneslutningen till en bassäng. Den är vattenfylld och ventilerad mot atmosfären. Systemet består av tre oberoende stråk som alla är anslutna till bassängen (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). I Figur 3 syns placeringen för PCCS.

PCCS är aktivt under normal drift även om det främst ett system kallat CCS (containment cooling system) som transporterar bort värmen då. Det är först när ånga släpps ut i inneslutningen som PCCS blir effektiv, vilket kan ske som en följd av ett rörbrott. Systemets utformning gör att det alltid är i standby-läge, vilket är ett resultat av att systemets värmeväxlare sitter direkt på inneslutningen utan några isolerings ventiler (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).



Figur 3: Bilden visar hur BWRX-300 system är sammankopplade. PCCS syns på reaktortankens vänstra sida och ICS syns på reaktortankens högra sida. (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).

Inneslutningen

BWRX-300 har en torr inneslutning som mestadels är placerad under marknivå (saknar vattenfyllda bassänger såsom kondensationsbassäng) (GE Hitachi Nuclear Energy 2023). Genom denna design minimeras risken för LOCA samt att säkerhetsventilerna är ersatta med avstängningsventiler (RIV). Den kvävgasfyllda inneslutningen omger reaktorn och omkringliggande rör. Själva reaktorn har också ett inneslutande kärl kallat RPV (reactor pressure vessel). Inbäddad i inneslutningen finns även SCCV (Steel composite containment vessel), som vid strömavbrott tillhandahåller ventilation (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).

2.1.3 Likheter och skillnader

I Tabell 1 går det att se en sammanställning över säkerhetssystemen som uträttar säkerhetsfunktionerna, i den mellersta kolumnen för BWRX-300 och i den högra för BWR. Den

stora skillnaden mellan BWRX-300 och en BWR är användandet av passiva säkerhetssystem för fler säkerhetsfunktioner där en BWR använder aktiva system. Exempelvis, för härdkylning använder en BWR de aktiva systemen hjälpmatarvattensystem och lågtryckshärdsystem, medan BWRX-300 använder ett passivt säkerhetssystem kallat ICS. Detsamma gäller för tryckavsäkring där BWRX-300 använder ICS för tryckavsäkring från reaktortanken och PCCS för tryckavsäkring från inneslutningen. En BWR använder avblåsningsventiler till inneslutningen samt säkerhetsventiler, vilka är eliminerade på en BWRX-300. Även vid borttransport av resteffekt använder sig BWRX-300 av passiva system och BWR av aktiva. Däremot fungerar reaktoravställningen ungefär på samma sätt för de båda reaktorerna.

Tabell 1: Sammanfattning över säkerhetssystemen för respektive säkerhetsfunktion i en BWR och i BWRX-300. För härdkylning, tryckavsäkring, reaktorinneslutning och borttransport av resteffekt är systemen försedda med (P) = passivt system och (A)= aktivt system.

Säkerhetsfunktion	**BWRX-300**	**BWR (generation 2)**
Reaktoravställning	Hydrauliskt snabbstopp Elektrisk styrstavsmanövrering Borinsprutningssystem	Hydrauliskt snabbstopp Elektrisk styrstavsmanövrering Borinsprutningssystem
Härdkylning	ICS (P)	Hjälpmatarvattenssystem (A) Lågtryckshärdsystem (A)
Tryckavsäkring	Från RPV: ICS (P) Från inneslutningen: PCCS (P)	Avblåsningsventiler till inneslutningen. (A) Säkerhetsventiler (A)
Reaktorinneslutning	Gastät och tryckbärande byggnad (P) Torr inneslutning (P) Under mark (P)	Gastät och tryckbärande byggnad (P) Primärutrymme, Drywell (P) Sekundärutrymme,Wetwell (P)
Borttransport av resteffekt	Från RPV: ICS (P) Från inneslutningen: PCCS (P)	Sprinkling av härden (A) Mellankylsystem (A) Havet som värmesänka (A)
Nödventilation av reaktorbyggnad		Reaktorbyggnad = andra inneslutningen Läckageuppsamlingssystem
Reservkraft (vid bortfall av yttre nät, för att driva de andra säkerhetsfunktionerna.)	AC – Diselgenerator DC – Batterier 24–72 h	AC – Dieselgenerator

2.2 Störningar

Störningar är en sådan händelse där barriärer utmanas och säkerhetssystem kan behöva kopplas in. De delas in i följande kategorier.

- Inre händelser
- Rumshändelser
- Yttre händelser.

2.2.1 Inre händelser

Inre händelser är störningar som uppstår inuti reaktorn och dess inneslutning, detta kan vara transienter, CCI:er och LOCA:s. Dessa förklaras mer ingående nedan.

Transienter är ett samlingsnamn för avvikande händelser som inträffar i reaktorn, vilka resulterar i förändringar i driftparametrarna (KSU, 2014).Vid en transient kan störningen ofta lösas utan att säkerhetssystemen behövs, men i andra fall kan de behövas för att föra reaktorn till ett stabilt säkert

läge. Exempel på transienter där säkerhetsfunktionerna behövs är ökat reaktortryck, ökad reaktoreffekt eller minskat flöde av kylningen (Pershagen, 1986). En transient som är en följd av den inledande händelsen bortfall av yttre nät kan resultera i att matarvattenpumparna stannar, vilket leder till att hjälpmatarvattensystemet behövs. Om det uteblir kan denna sorts transienter bidra till en ökad härdskadefrekvens (Pershagen, 1986).

CCI:er står för Common Cause Initiators vilket är en sorts inledande händelser som uppstår till följd av fel med gemensam orsak i hjälpsystem och komponenter. Denna händelse är ett specialfall av en transient som kan resultera i att ytterligare säkerhetssystem påverkas (Boström, et al., 2003).

LOCA (Loss of coolant accident) är förlusten av kylvatten till härden. Denna typ av händelse initieras av ett rörbrott alternativt ett läckage inuti reaktorns tryckbärande delar (KSU, 2014) . För att föra reaktorn till ett säkert läge vid en LOCA initieras det hydrauliska snabbstoppet, sedan reaktorisolering samt härdkylning (Pershagen, 1986).

2.2.2 Rumshändelser

Rumshändelser ät ett samlingsnamn för störningar som inträffar i fysiska utrymmen och kan påverka någon komponent eller ett system i exempelvis ett rum. Dessa störningar beror vanligtvis på brand, översvämningar, joniserande strålning och fysiska eller kemiska fel (Boström, et al., 2003).

2.2.3 Yttre händelser

Yttre händelser är störningar som uppstår på grund av externa händelser. Exempelvis transportolyckor, bortfall av yttre nät och naturkatastrofer eller extremväder. Även konstruktionsstyrande händelser kan vara yttre händelser, exempelvis jordbävning och översvämningar (Pershagen, 1986).

2.2.4 Beroenden och CCF

Enkelfelskriteriet (singel failure) betyder att ett säkerhetssystem ska vara utformat för att inte vara ensamt beroende av en komponent. Fel i en sådan ska därmed inte resultera i att hela systemet faller bort (KSU, 2014). Exempelvis ICS systemet i BWRX-300 har tre system som oberoende av varandra kan kyla reaktorn.

Fel som uppstår som en följd av ett eller flera beroenden benämns CCF (fel med gemensam orsak/common cause failure). Dessa beroenden kan uppstå på grund av att flera komponenter felar som en följd av brand eller samma felorsak. För att undvika olika beroenden används redundans, diversifiering och fysisk separation av systemen (Lindberg, et al., 2008).

Redundans syftar på att minska sannolikheten för CCF och då specifikt att systemets funktion inte vilar på en enda komponent utan att funktionen säkras upp med minst två komponenter. För att öka redundansen i ett system kan exempelvis två pumpar införas i stället för en. Men en risk att samma fel uppstår i båda pumparna kvarstår ändå. För att skydda sig från denna typ av fel kan diversifiering införas i ett system. Vid diversifiering används olika redundanta system för att öka tillförlitligheten (KSU, 2014). Exempel på diversifiering är hydrauliska snabbstoppsystemet, elektrisk styrstavsmanövrering och borinsprutningssystemet som är tre olika system som var för sig kan användas för reaktoravställning.

Ytterligare ett sätt att minska beroenden på är fysisk separation, som används för att minska fysiska beroenden. Där kan en åtgärd vara att komponenter inte delar samma utrymme (Lindberg, et al., 2008).

2.2.5 BWRX-300 och störningar

BWRX-300 anses vara väl designad för att möta diverse störningar som kan uppstå och föra reaktorn i ett säkert tillstånd. Enligt GE Hitachi Nuclear Energy (2023) har reaktorn inbyggda avstängningsventiler (RIV) vilket ska dämpa effekterna av LOCA. Säkerhetsventiler (SRV) som tidigare har varit en vanlig orsak till LOCA i BWR:er har avlägsnats från denna design. Båda dessa designförändringar samt ytteligare förändringar påstås leda till att oisolerbara stora rörbrott LOCAs inte ska kunna inträffa. Även användandet och integreringen av RIV på reaktortanken (RPV) möjliggör snabb isolering. Ytterligare en faktor som påverkar säkerheten vid LOCA och transienter är utformninggen av RPV. Den är avlång och har relativt stor volym med en hög skorsten. (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).

2.3 PSA

Probabilistisk säkerhetsanalys (PSA) är en form av säkerhetsanalys som är baserad på sannolikheter. Metoden går ut på att identifiera risker i systemet och vilka händelser som kan inträffa, hur vanliga uppkomsten av dessa händelser är och deras konsekvenser. En PSA-studie kan genomföras med beaktande av olika sluttillstånd. PSA nivå 1 är den initiala varianten som analyserar uppkomsten av allvarliga härdskador och hur de motverkas. PSA-studien innehåller analys av inledande händelser, därefter sekvensanalys, systemanalys, beroendeanalys, dataanalys och till sist kvantifiering av resultat (IAEA, 2010).

2.3.1 Analys av inledande händelser

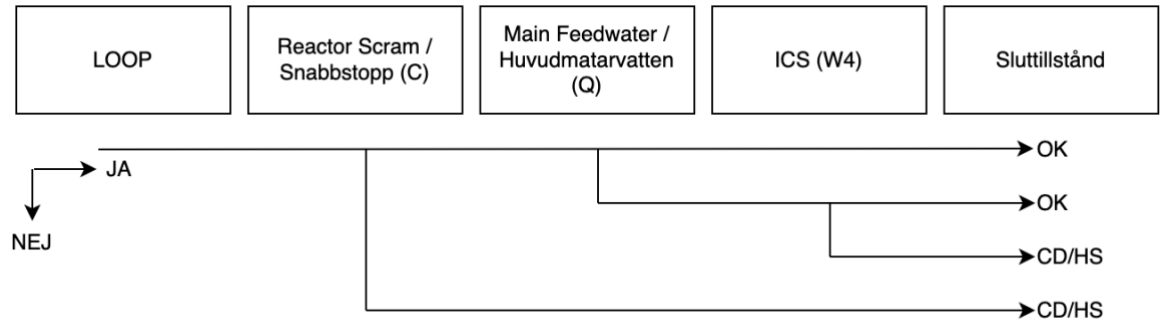
Inledande händelseanalys är det första som genomförs i en PSA, mer om inledande händelser går att läsa i kapitel 3.2. Där identifieras vilka inledande händelser som kan inträffa i systemet via ett systematiskt tillvägagångssätt, där merparten av händelserna kräver att säkerhetssystemen används. Olika metoder kan användas för detta exempelvis analytiska och deduktiva metoder. Men också att jämföra med ett annat liknande kärnkraftverk och studera genomförda säkerhetsanalyser på det givna systemet är tillgängliga metoder. Vid nya reaktordesigner är det extra viktigt att se över de inledande händelserna och försäkra att analysen är omfattande och täcker alla system som ska inkluderas (IAEA, 2010).

2.3.2 Sekvensanalys

Sekvensanalys är nästa steg i PSA-studien. I denna del analyseras de händelser om krävs för att föra reaktorn till avställt läge givet varje inledande händelse som identifierats (IAEA, 2010). Sekvenserna inleds med den inledande händelsen, följs av händelser som utgörs av säkerhetsfunktionerna som lyckas eller misslyckas med sin funktion. Detta resulterar i ett sluttillstånd som antingen är OK eller härdskada. I detta steg bör även parametrar som orsakar härdskada analyseras. Vidare bör säkerhetsfunktioner, system och deras funktion i sekvensen analyseras. Innebörden av funktionskrav är hur många säkerhetssystem som krävs för att upprätthålla en säkerhetsfunktion. Även funktionskraven för säkerhetssystem bör analyseras. Detta kan bland annat vara att identifiera vilka säkerhetssystem som kan fallera som en konsekvens av en inledande händelse. I sekvensanalysen bör även olyckssekvenser modelleras, vilket vanligtvis görs via händelseträd, se nedan. Händelseträden bör beröra alla system som behövs för att få reaktorn till ett säkert läge efter den initiala händelsen samt system som finns som ”backup” ifall något system fallerar. När alla tilltänkta utgångar och kombinationer av händelser för den inledande händelsen har identifierats bör analysen innehålla sluttillståndsanalys. Denna del berör alla sluttillstånd för respektive händelseträd. Dessa ska då analyseras för att identifiera hur allvarlig utgången av händelseträdet är, om reaktorn kan föras till ett säkert läge eller leder till härdskada och i så fall hur allvarlig härdskadan är. Till sekvensanalysen bör även viss förklaring för den bakomliggande logiken av händelseträden finnas (IAEA, 2010).

Händelseträd är logiska träd som beskriver olika förlopp av en händelse och vad de kan resultera i för sluttillstånd. Exempel på ett händelseträd syns i Figur 4. Ett händelseträd börjar med den inledande händelsen och efterföljs sedan av ytterligare händelser för att efter den sista händelsen ange konsekvenserna. Vid varje händelse grenar händelseträdet ut sig efter om händelsen kan inträffa eller inte. Riktningen på ja och nej kan definieras olika, men följer oftast riktningarna som syns i figuren nedan, där ”nej” definieras i lodrät riktning och ”ja” i vågrät riktning. För att räkna ut sluttillståndet så multipliceras sannolikheterna för händelserna (Pershagen, 1986).

I Figur 4 visas ett händelseträd för den inledande händelsen ”LOOP” för BWRX-300. Efter den inledande händelsen så syns ”Reactor Scram/Snabbstopp” om denna händelse inträffar grenar trädet ut sig, men om den fallerar resulterar det i sluttillståndet härdskada (CD/HS). Om sedan händelsen ” Main feedwater/huvudmatarvatten” inte så finns ICS att tillgå, om även ICS fallerar resulterar detta i sluttillståndet härdskada. Om ICS däremot fungerar förs reaktorn till ett säkert läge.

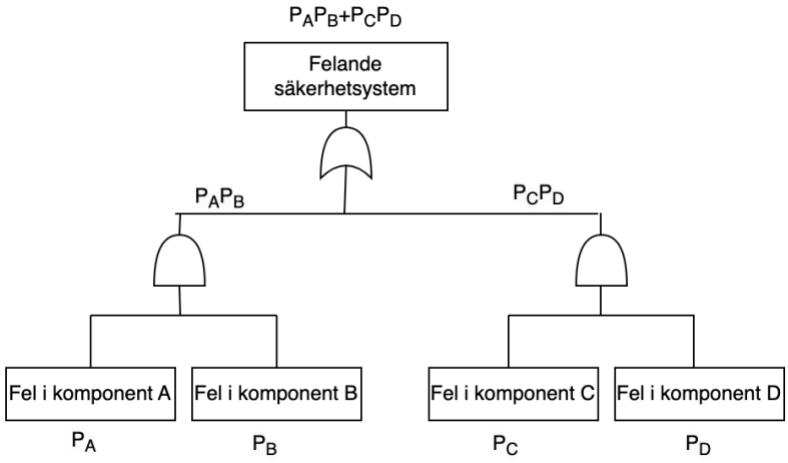


Figur 4: Exempel på ett händelseträd över bortfall av yttre kraftnät (LOOP) för BWRX-300. Där CD/HS står för härdskada och vid sluttillståndet OK förs reaktorn i ett säkert läge.

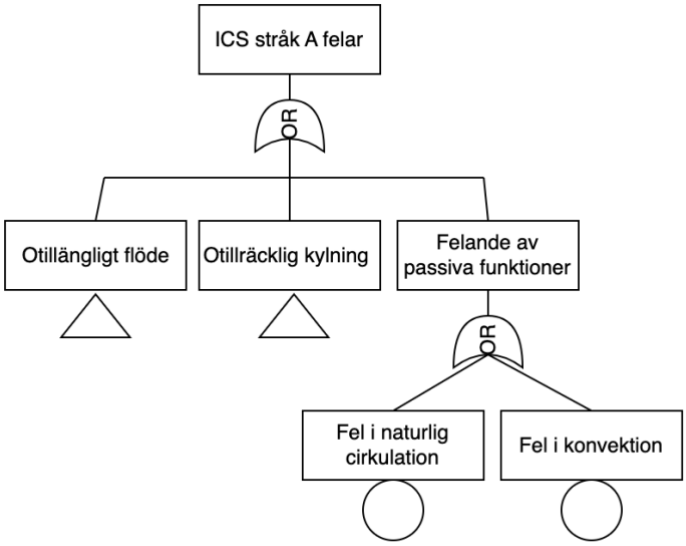
2.3.3 Systemanalys

Det tredje steget i en PSA är systemanalys. I detta steg modelleras de systemfel som identifierats i sekvensanalysen, vilket vanligtvis görs via felträd. Felträden representerar logiken bakom felandet och kan variera i dess omfattning beroende på händelseträdet, ett stort händelseträd ger mindre komplext felträd och vice versa (IAEA, 2010).

Felträd skapas för att undersöka orsaker till händelser i händelseträdet. Dessa görs för att få en förståelse över vad som kan gå fel i ett system eller komponent på ett sådant sätt att det resulterar i att systemet eller komponenter fallerar. Alltså bör felorsakerna i system eller i en komponent behandlas i felträdet. I Figur 5 ses ett felträd, vilket är ett logiskt träd vars toppgrind beskriver felet, i detta fall ”felande säkerhetsystem”. De nedanstående händelserna Pa, Pb, Pc och Pd är olika felfunktioner. Trädet förbinds med och- samt eller-grindar och blir på så vis ett logiskt system. Händelserna längst ned i ett felträd heter bashändelser och betecknas med en ring i felträdet. Olika beräkningsmodeller används för att beräkna otillgängligheten för bashändelser, vilket fortplantar sig enligt logiken i felträdet till toppgrinden som ofta utgör input till händelseträdet (Pershagen, 1986). I Figur 6 så visas ett felträd över ICS- systemet i BWRX-300 och hur ett stråk kan fela.



Figur 5: Exempel på ett felträd.



Figur 6: Felträd för felande i ett stråk i ICS-systemet i BWRX-300. Trianglarna betyder att trädet fortsätter grena ut sig och de händelserna som är markerade med runda ringar är bashändelser.

2.3.4 Beroendeanalys

I det fjärde steget av en PSA utförs en beroendeanalys (IAEA, 2010). Beroenden som kan uppstå i ett kärnkraftverk är funktionella beroenden, fysiska beroenden/rumsberoenden, beroenden mellan mänskliga handlingar/manuella ingrepp, komponentfelsberoenden. Designen och driften av verken bör analyseras för att kunna identifiera potentiella beroenden. Alla rumsberoenden och funktionella beroenden ska finnas med i felträden. Vidare bör analys gällande CCF:er utföras. Denna bör innehålla vilka komponenter och där CCF är relevant (IAEA, 2010). CCF:er kan läsas mer om i kapitel 2.2.4

2.3.5 Dataanalys

Vidare är dataanalysen i en PSA viktig. I detta steg hämtas och analyseras data för exempelvis felfrekvenser, felintensiteter och felsannolikheter som kan användas i felträd. Detta ska beräknas för både inledande händelser samt säkerhetssystem och deras komponenter. I dataanalysen kan även HRA (Human Resource Assesment) undersökas (IAEA, 2010).

2.3.6 Kvantifiering av resultaten

Sista steget i PSA är att kvantifiera resultatet. Resultatet av en PSA beaktar alla sekvenser som leder till sluttillstånd härdskada samt bidraget från alla säkerhetsfunktioner, säkerhetssystem, komponenter och mänskliga fel. Kvantifieringen utgörs av en härdskadefrekvens (HS) som bör stödjas av känslighets- och osäkerhetsanalyser, samt motiv till viktiga antaganden och förenklingar (IAEA, 2010).

Cut Sets är de kombinationer av händelser i ett felträd som resulterar i att topphändelsen inträffar, alltså att systemet felar (Stamatelatos, 2002). Minimal Cut Set (MCS) är den minsta kombinationen av händelser som kan inträffa för att topphändelsen ska ske. Kortare MCS innebär att färre händelser behöver inträffa för att den oönskade konsekvensen ska inträffa. Korta MCS kan alltså ge en indikation om att reaktorn är känslig för händelsen. Detsamma gäller om det finns många MCS, systemet kan då fallera på många olika sätt. Att studera MCS ger en indikering om vilka komponenter som bidrar mycket till fel. De komponenter som sedan identifieras kan åtgärdas för att få ett bättre system (Stamatelatos, 2002) .

2.4 Passiva säkerhetssystem

BWRX-300 har flertalet passiva säkerhetssystem. Den mindre härden medför att säkerhetssystemen kan förenklas jämfört med storskaliga generation 2 BWR (NEA, 2021). Passiva system behöver ingen handpåläggning eller strömförsörjning för att utföra sina funktioner utan drivs av fysikaliska principer (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). Detta bidrar till större tillförlitlighet jämfört med aktiva system, till stor del eftersom de inte är beroende av mänskliga handlingar (Nayak, et al., 2008).

Eftersom de passiva säkerhetssystemen inte drivs av aktiva komponenter som elektriska pumpar och dylikt kan detta eventuellt resultera i att enklare säkerhetsanalysmetoder kan användas, samt att antalet feltillstånd som kan uppstå minskar (NEA, 2021). So och Kim (2022) menar dock att passiva system även kan medföra större osäkerheter som en följd av bristfällig kunskap och data angående systemen samt att de fysikaliska processer som de passiva systemen bygger på är slumpmässiga.

Passiva system kan delas in i fyra olika kategorier (A – D), baserat på hur de fungerar och vilka fysikaliska principer de använder (IAEA, 2009).

A. Ett passivt system i kategori A identifieras av att systemet inte har några inputssignaler, inte kopplad till utomstående elkraftsmatning, inga rörliga delar (mekaniska) eller vätskor. Ett exempel på ett sådant system är fysiska skydd, såsom reaktorinneslutningen.
B. Kategori B beskrivs som ett system utan inputssignaler, inte är kopplade till utomstående elkraftsmatning, inga rörliga delar (mekaniska) men med rörliga vätskor. Exempel på passiva system i kategori B är borinjektionssystem och kylsystem som drivs av naturlig cirkulation.
C. Kategori C identifieras av att det passiva systemet inte har några inputssignaler, inte kopplad till utomstående elkraftsmatning, har rörliga delar (mekaniska) och rörliga eller inte rörliga vätskor.
D. Kategori D, karakteriseras av att systemet har inputsignaler för att starta systemet, energin som behövs till att starta processen ska vara från lagrad energi ex. batterier eller från lägesenergi ex. upphöjda vätskor. Aktiva komponenter finns endast för övervakning och kontroll av ventiler som initierar processen, processen behöver inte initieras manuellt. Ett exempel på ett sådant system är nödkylning som drivs av gravitation som startas genom en batteri-backup.

2.4.1 Metoder för tillförlitlighetsanalys av passiva system

Vid ett ökat användande av passiva säkerhetssystem är det viktigt att kunna analysera tillförlitligheten. Det finns många metoder och ramverk som undersöker detta, vissa mer beprövade än andra. I detta kapitel kommer ett axplock av olika metoder nämnas för att ge en översiktlig förståelse för vilka metoder som finns idag.

Tillförlitligheten för passiva system kan definieras som sannolikheten att ett system utför en viss funktion under en viss tid (So & Kim, 2022). Det finns flera olika metoder för att analysera tillförlitligheten i ett sådant system. Några metoder som finns är ASPRA, RMPS och REPAS, dessa är baserade på termohydraulisk (TH) analys (Olatubosun & Smidth, 2022). TH-koden används bland annat för att studera systemets prestanda och osäkerhetsutbredning (Burgazzi, 2012).

Ytterligare ett ramverk som finns för att analysera tillförlitligheten för passiva system är ENEA (Burgazzi, 2012). I ENEA ingår olika metoder, där vissa ENEA metoder har ersatt TH-koden med felträd (Nayak, et al., 2014). Ytterligare en metod att tillämpa är en vanlig felträdsmetodik, detta används fördelaktigt för passiva komponenter såsom värmeväxlare (Zio & Pedroni, 2009).

Vissa metoder inom REPAS ramverket använder sig även utav Monte Carlo simuleringar, detta används för tillförlitlighetsuppskattningen. Dessa medför att uppskattningen blir realistisk men även komplex och tungrodd att genomföra (Zio & Pedroni, 2009). Chernoff-gränsen är ytterligare en metod som används för att definiera felsannolikheterna för passiva system, kombinerat med TH analys (So & Kim, 2022).

2.5 Hänsynstagande för flera SMR i samma anläggning

SMR:er har lägre effekt än traditionella kärnkraftverk. Det kan därför finnas incitament att ha flera moduler sammankopplade för att få högre effekt. Enligt Björkman och Tyrväinen (2021) finns det definitionsskillnader mellan multi-unit och multi-module för traditionella kärnkraftverk men för SMR är det inte lika tydligt vad som gäller. Enligt SMR Regulating Forum (2019) är multiple modules unit (multi-module) flera reaktormoduler som är sammankopplade, dessa kan dela något eller några säkerhetssystem.

Ett multi-module system kan medföra större risker och osäkerheter, vilket bör finnas i åtanke vid säkerhetsanalyser (SMR Regulating Forum, 2019). Risker som kan finnas är bland annat CCF mellan modulerna och mellan systemen (Intersystem-CCF) samt effekten av ett delat kontrollrum och personal för de manuella handlingarna samt hur analysen av dessa påverkas. Även risken att flera moduler havererar samtidigt nämns som ett säkerhetsproblem (Björkman & Tyrväinen, 2021)

3. Metod

I följande delkapitel kommer varje del av projektet förklaras.

- Litteraturstudie
- Värdering av SSG-3
- Systemstruktur och FMEA
- Modellering som en del av PSA
- Datainsamling
- Simulering av modellen
- Känslighetsanalys
- Resultattolkning

3.1 Litteraturstudie

Projektet bestod inledningsvis av en litteraturstudie. Där gjordes en litteraturundersökning av andra studier gjorda på området samt relevant produktinformation. En betydande del fokuserar på skillnaderna mellan säkerhetsfunktionerna och säkerhetssystemen i en BWR-reaktor och en BWRX-300 reaktor. Litteratur gällande vilka säkerhetsaspekter som kan vara extra viktiga för SMR:er har också beaktats.

3.2 SSG-3

I nästa del av projektet har SSG-3 studerats och värderats.

SSG-3 (Specific Safety Guide) är en guide med riktlinjer för hur en PSA på nivå 1 ska genomföras utformade av IAEA (2010). I guiden påpekas det att en PSA bör användas för att kontrollera att tillräckligt med redundans och diversifiering kan upprätthållas i ett säkerhetssystem. Guiden går igenom de olika stegen som en PSA nivå 1 bör innehålla samt hur de ska utföras. De olika stegen i en PSA förklaras i kapitel 2.3. Enligt IAEA (2010) är guiden tekniskt neutral men kanske främst siktar in sig på lättvattenreaktorer. IAEA (2010) menar att guiden kanske inte helt lämpar sig för att använda på revolutionära designer.

Guiden är relevant i sammanhanget för att identifiera områden med utvecklingsbehov inom PSA:n och SMR:er. SSG-3 har således granskats utifrån ett SMR perspektiv, där tyngden har legat på de säkerhetsaspekter som studerades i litteraturstudien och som är extra viktiga för SMR:er. Guidens tillämpbarhet för SMR:er värderades och områden där vidareutveckling kan krävas, identifierades.

3.2.1 Värdering av SSG-3

SSG-3 bedöms vara en adekvat guide för probabilistisk analys av SMR:er av lättvattenteknik som BWRX-300. Den berör viktiga aspekter som multi-unit, passiva system och beroendeanalyser.

Relativt stort fokus i guiden finns på multi-unit PSA, också kallad MUPSA. Enligt SMR regulators forum (2021) är detta en väsentlig del i PSA för SMR:er. Det är viktigt att analysera hela platsen och alla enheter på den, samt deras samverkan. Emellertid kan bristande information kring hanteringen av MUPSA vara en svårighet. Även att bestämma inledande händelser och modellering av olycksförloppet kan medföra problem (SMR regulators forum, 2021).

Vid modelleringen skulle dynamisk PSA kunna vara ett alternativ att undersöka (SMR regulators forum, 2021). En annan aspekt i guiden som kan bli extra viktig är att inte gruppera inledande händelser som påverkar flera enheter med de som påverkar enskilda enheter tillsammans, vilket potentiellt skulle kunna påverkan analysen.

Hur passiva system ska hanteras nämns i några paragrafer i SSG-3. Guiden berör viktiga aspekter av området, så som gränsvärden för passiva system och termohydraulisk analys. Men vid en PSA på SMR:er bör mer fokus ligga på passiva system, då dessa ansvarar för viktiga säkerhetsfunktioenr, se kapitel 2.4. Exempelvis skulle tillförlitlighetsanalys för de passiva systemen kunna belysas mer. I nuläget finns flertalet metoder, några av dessa har nämnts i kapitel 2.4.1. Även om guiden inte bör specificera exakta metoder som ska användas, kan riktlinjer gällande utförandet av dessa analyser utformas tydligare än i dagsläget.

Reaktortanken för BWRX-300 är till större delen placerad under marknivå, vilket eventuellt kan påverka PSA:n. I SSG-3 nämns det att hela anläggningen och platsen ska analyseras. Guiden berör detta, men vid en omfattande PSA-analys på BWRX-300 bör reaktortankens placering beaktas. GE Hitachi Nuclear Energy (2023) nämner att placeringen ska minimera påverkan från externa hot, vilka dessa hot är nämns dock inte. Men det skulle kunna vara en indikation på att påverkan från externa händelser skulle kunna minska.

Beroenden som funktionella, fysiska, mänsklig påverkan och komponentfelsrelaterade kan tänkas bli viktigare för SMR:er. Hur dessa ska analyseras är inkluderade i guiden. Även intersystem CCF nämns, vilket kan vara en viktig aspekt desto fler små enheter som finns sammankopplade. Vissa aspekter av mänsklig påverkan eller manuella ingrepp skulle kunna blir viktigare, exemplevis att hantera dessa i långa tidsförlopp. Exempelvis behöver ICS-bassängerna i BWRX-300 fyllas på manuellt efter 7 dagars störning för att forsatt kunna utföra sina säkerhetsfunktioner (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023).

Ytterligare kan det finnas osäkerheter kring hur brandhändelser påverkas. Frekvensen för brand skulle möjligtvis kunna påverkas om det finns fler rum och komponenter det kan brinna i per MW reaktoreffekt. Det kan även vara svårt att avgöra påverkan på hur analys av elektriska komponenter vid brand påverkas.

3.3 Systemstruktur och FMEA

Att förstå hur systemen är uppbyggda och vilka felmoder som kan inträffa är viktigt för att senare kunna modellera systemet med hjälp av fel- och händelseträd. I denna del av projektet användes informationen från teorikapitlet 2.1.2 där uppbyggnaden av säkerhetssystemen ICS och PCCS förklaras. Även Figur 2 och Figur 3 har varit till stor hjälp för att förstå uppbyggnaden och vilka komponenter som ingår i systemen. En förenklad FMEA (failure modes and effects analysis/felmods- och feleffektsanalys) har utförts på ICS och PCCS. I dessa har felmoderna för komponenterna i de olika systemen identifierats. Vilka felmoder som kan uppstå i de olika komponenterna har framtagits genom granskning av internt material för liknande komponenter samt taget från produktinformation från ESBWR (GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010).

I Tabell 2 och Tabell 3 syns en komprimerad FMEA. Den är komprimerad på så vis att alla kategorier som traditionellt finns med i en FMEA inte är medtagna. Detta har gjorts utifrån vad som faktiskt var nödvändig information för senare modellering. I tabellerna syns även överstrukna felmoder, de har sedan en kommentar om varför de inte är medtagna i modelleringen. De felmoder som är strukna på grund av komplexitet, är borttagna för att felträden inte ska bli för komplexa jämfört med den generiska modellen (GE). De felmoder som är strukna på grund av att de inte finns med i den generiska modellen (GE), är borttagna för att jämförelsen mellan BWRX-300 och GE ska bli rättvis och jämförbar.

Tabell 2: Komprimerad FMEA över ICS, komponenter och felmoder som inte är medtagna i modelleringen är överstrukna och anledning ges i kolumnen kommentar.

Kritiskt objekt/funktion	Inl. händelse	Felmod	Felorsak	Konsekvens	Kommentar
~~RPV Dysa~~	~~-~~	~~Igensatt~~	~~Skräp, Mineralull~~	~~Utebliven härdkylning~~	Struken, pga. komplexitet
RIV (ventil)	Alla	Obefogad stängning	Signalfel	Utebliven härdkylning	Två RIV i serie, kan fungera enskilt. Finns vid inlopp och utlopp från RPV, 4 totalt i varje stråk
	Alla	Utebliven stängning	Mekaniskt fel	"	
Värmeväxlare	Alla	Utebliven kylning	Läckage	Utebliven härdkylning	1 i varje stråk
	"	~~utebliven kylning~~	~~Utebliven kylning~~	"	Struken, pga inte i GE
	"	~~utebliven kylning~~	~~Otillräcklig kylkapacitet~~	"	Struken, pga inte i GE
	"	~~igensatt~~	~~Skräp, Mineralull~~	"	Struken, pga inte i GE
~~IC bassänger~~	~~Alla~~	~~Utebliven kylning~~	~~Otillräcklig kylkapacitet~~	~~Utebliven härdkylning~~	Struken, pga. komplexitet
ICCV (ventil)	Alla	Utebliven öppning	Signalfel	Utebliven härdkylning	1 i varje stråk
	"	Utebliven öppning	Mekaniskt fel	"	
	"	Obefogad stängning	Signalfel	"	
Naturlig cirkulation		Uteblivet flöde	Förändring i fysikaliska parametrar	Utebliven härdkylning	Passiv funktion, 1 i varje stråk
Kondensation		Utebliven kondensering	Förändring i fysikaliska parametrar	"	Passiv funktion, 1 i varje stråk

Tabell 3: Komprimerad FMEA över PCCS, komponenter och felmoder som inte är medtagna i modelleringen är överstrukna och anledning ges i kolumnen kommentar.

Kritiskt objekt/funktion	Inl. händelse	Felmod	Felorsak	konsekvens	Kommentar
Naturlig cirkulation		Utebliven kondensering	Förändring i fysikaliska parametrar	Utebliven härdkylning	Passiv funktion, 1 gemensam
Kondensation		Uteblivet flöde	Förändring i fysikaliska parametrar	"	Passiv funktion, 1 gemensam
Lågtrycks Värmeväxlare	alla	Utebliven kylning	Läckage	Utebliven härdkylning	1 i varje stråk
	"	~~Utebliven kylning~~	~~Utebliven kylning~~	"	Struken, pga inte i GE
	"	~~Utebliven kylning~~	~~Otillräcklig kylkapacitet~~	"	Struken, pga inte i GE
	"	~~Igensatt~~	~~Skräp, Mineralull~~	"	Struken, pga inte i GE
~~"Equipment bassäng"~~	~~alla~~	~~Utebliven kylning~~	~~Otillräcklig kylkapacitet~~	"	Struken, pga. komplexitet

3.4 Modellering

Modelleringen utgår ifrån kartläggningen utav sammansättning och felmoder för system i BWRX-300. FMEA:n i Tabell 2 och i Tabell 3 bidrar till kännedom av felmoder och används sedan för att utforma PSA-modellerna. Modelleringen utförs i programmet RiskSpectrum verison 1.5.3 (Riskspectrum, 2023), för följande fem störningar:

- Stort rörbrott (ALOCA)
- Extremt snöfall (EXT_SNOW)
- Huvudmatarvattenförlust (LMFW)
- Bortfall av yttre nät/kraftmatning (LOOP)
- Transient (TRANS).

Dessa valdes eftersom en generisk BWR-modell fanns för respektive störning. Den generiska modellen är tillhandahållen av projektägaren som är företaget Risk Pilot AB. Utöver ny modellering av passiva system, utnyttjades den generiska modellen för att modellera system i BWRX-300 med små eller obetydliga skillnader jämfört med den generiska modellen. Detta underlättar jämförelse mellan dessa så att principiella skillnader kan identifieras. Bland annat fås en överblick var i systemet det största bidraget till härdskadefrekvensen finns vilket ger en indikation vart det är givande med fortsatta analyser.

Blockdiagram skapades för respektive störning för att få en överblick över händelseförlopp samt möjliggöra modellering i fel- och händelseträd. För den generiska modellen fanns färdiga händelseträd i RiskSpectrum tillhandahållna av projektägaren och blockdiagrammen skapades utifrån dessa. Blockdiagrammen för BWRX-300 skapades utifrån systeminformation mestadels från GE Hitachi Nuclear Energy (2023), mer information kring systemen går att läsa i kapitel 2.1.2. Blockdiagrammen för de båda modellerna går att se nedan i kapitel 3.4.2 - 3.4.6.

3.4.1 Modell, BWRX-300

För att underlätta jämförelse mellan BWRX-300 och den generiska modellen krävs att modelleringen av BWRX-300 har liknande komplexitet, exempelvis samma nivå av komponenter och felmoder för bashändelserna. Detta har resulterat i att modellen är förenklad gentemot systemets egentliga utformning. BWRX-300 har modellerats för motsvarande störningar i den

generiska modellen, nämnda i kapitel 3.4. För de passiva systemen ICS och PCCS har förenklade felträd utformats med tänkbara felmoder, vilka beskrivs i FMEA:n, som går att se i kapitel 3.3. För att modellera hur systemen är uppbyggda har information om systemen inhämtats från GE Hitachi Nuclear Energy (2023). Detta är samma information som delges i kapitel 2.1.2. Vid tillfällen där tillgänglig information har varit bristfällig har antagen gjorts. Dessa antaganden listas nedan.

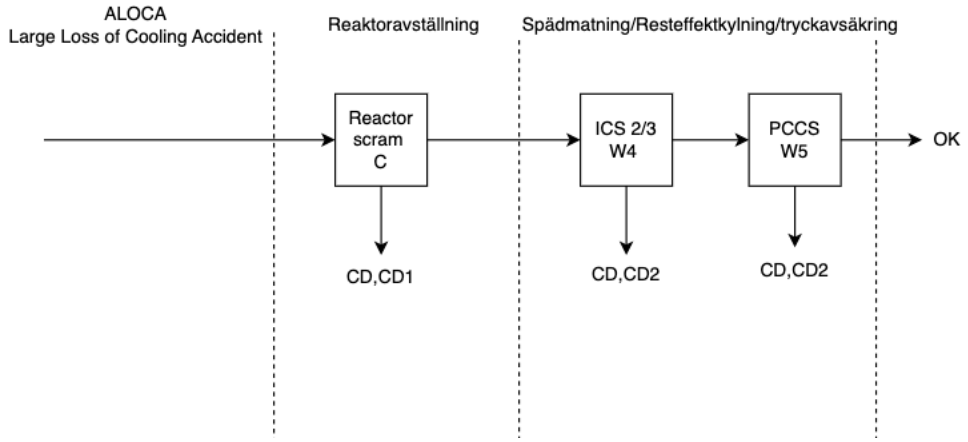
- CCF mellan RIV bortses, information angående att RIV i ICS looparna är ”CCF-säkra” finns (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023), detta antas gälla för alla sorters CCF:er.
- Felträden är konstruerade utifrån information från kända felmoder för komponenter från liknande system.
- Vissa felmoder och viss felträdslogik för ICS komponenter har inspiration från felträd från ESBWR. Detta då ICS systemen i de båda reaktormodellerna liknar varandra.
- Isolationsventiler i ESBWR:s ICS har liknande felmoder som för ICCV i BWRX-300 ICS.
- Beräkningar av CCF-parametrar har gjorts enligt metodiken förklarad i kapitel 3.5.1.
- Bassängerna antas inte kunna fela i PCCS och ICS.
- Ingen långtidspåverkan tas hänsyn till, exempelvis påfyllnad av bassängerna.
- Inga termohydrauliska beräkningar har utförts för de passiva funktionerna, konvektion och naturlig cirkulation.
- Inget hänsynstagande till batteri-backupen vid bortfall av yttre kraftmatning.

Vid felträdsmodelleringen av ICS har vissa randvillkor i form av hushändelser lagts till och styr exempelvis systemkrav för olika inledande händelser. Bland annat är systemkravet vid LOCA-sekvenser 2 av 3 kretsar av ICS:en. Dessa villkor nämns i kapitel 2.1.2.

3.4.2 Stort rörbrott, LOCA

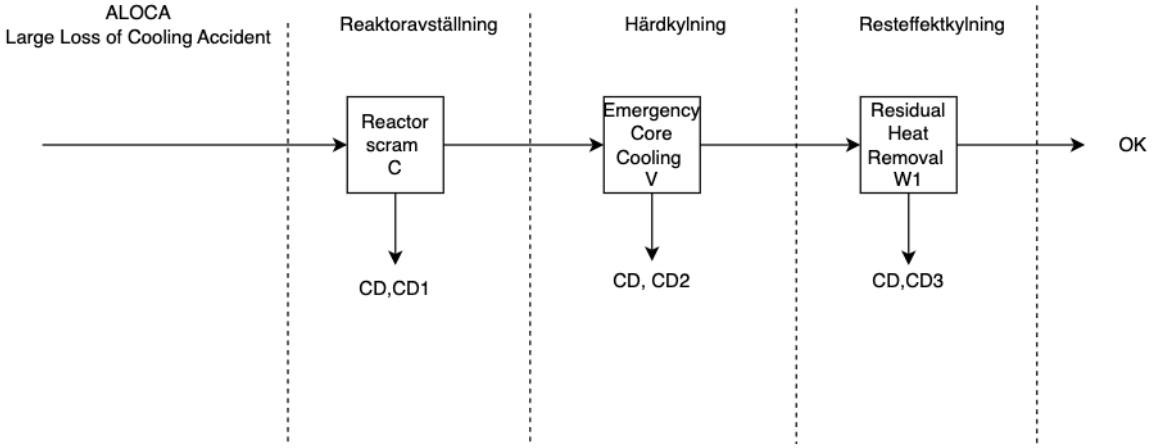
Nedan visas blockdiagrammen över hur modellerna är uppbyggda för de olika störningarna. Om riktningen på pilarna från blocket är riktade vågrätt betyder detta att systemet som representeras av blocket fungerar. Däremot motsvarar en lodrät riktning på pilen att systemet fallerar. Detta kan resultera i att ett annat system kan utföra funktionen, alternativt härdskada eller annat oönskat sluttillstånd. Modellen är mycket förenklad, exempelvis modelleras inte möjligheten att isolera läckaget.

I Figur 7 visas blockdiagrammet för störningen stort rörbrott (ALOCA) för BWRX-300. Säkerhetssystemen som ingår är snabbstopp (C) som uträttar säkerhetsfunktionen reaktoravställning, detta är samma som för den generiska modellen. Därefter säkerhetssystemet ICS (W4) och PCCS (W5) som tillsammans uträttar säkerhetsfunktionerna härdkylning, resteffektylning och tryckavsäkring. Om dessa säkerhetssystem fungerar som de ska och uträttar säkerhetsfunktionerna blir sluttillståndet gynnsamt. Om någon av funktionerna fallerar resulterar detta i ett oönskat sluttillstånd, härdskada (CD). Tilläggas bör att ICS måste ha två fungerande stråk för att fungera för en LOCA, detta nämns i kapitel 2.1.2 och 3.4.1.



Figur 7: Blockdiagram för stort rörbrott (ALOCA) för BWRX-300.

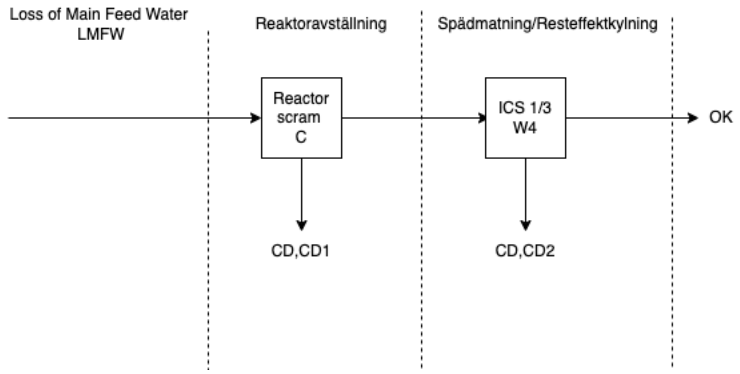
I Figur 8 går det att se blockdiagrammet för störningen stort rörbrott (ALOCA) för den generiska modellen. Viktigt att ha i åtanke är att tryckavsäkring inte är fullständigt modellerad. Säkerhetssystemen som ingår är snabbstopp (C) som uträttar säkerhetsfunktionen reaktoravställning, härdnödkylning (V) som uträttar säkerhetsfunktionen härdkylning och system för bortförsel av resteffekt (W1) som uträttar säkerhetsfunktionen resteffektylning. Om dessa säkerhetssystem fungerar som de ska och uträttar säkerhetsfunktionerna blir sluttillståndet gynnsamt. Om något av systemen fallerar resulterar detta i ett oönskat sluttillstånd, härdskada (CD).



Figur 8: Blockdiagram för stort rörbrott (ALOCA) för Generisk modell (GE).

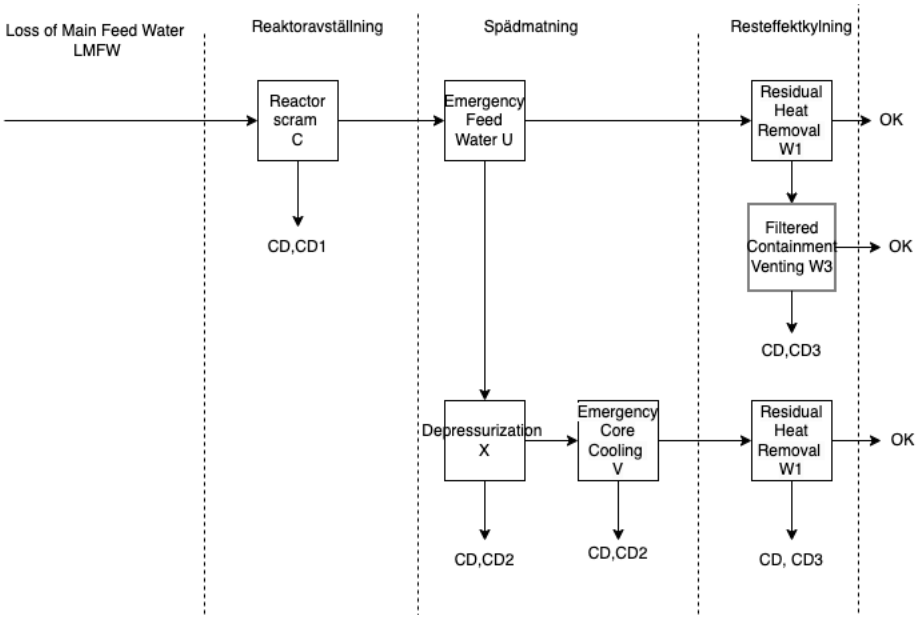
3.4.3 Matarvattenförlust, LMFW

I Figur 9 går det att se blockdiagrammet för störningen matarvattenförlust (LMFW) för BWRX-300. Säkerhetssystemen som ingår är snabbstopp (C) som uträttar säkerhetsfunktionen reaktoravställning, detta är samma som för den generiska modellen. Därefter säkerhetssystemet ICS (W4) som uträttar säkerhetsfunktionen härdkylning, resteffektylning och tryckavsäkring. Om dessa säkerhetssystem fungerar som de ska och uträttar säkerhetsfunktionerna blir sluttillståndet gynnsamt. Om någon av funktionerna fallerar resulterar detta i ett oönskat sluttillstånd, härdskada (CD). Om Figur 9 jämförs med Figur 10 går det att se stora skillnader i blockdiagrammen. Detta beror på att säkerhetssystemet ICS i BWRX-300 tillgodoser behovet av nödkylning, tryckavsäkring samt bortförsel av resteffekt. Detta eliminerar då behovet av andra system, mer information om detta går att läsa i kapitel 2.1.2.



Figur 9: Blockdiagram för matarvattenförlust (LMFW) för BWRX-300. CD= core damage/härdskada. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

I Figur 10 går det att se blockdiagrammet för störningen matarvattenförlust (LMFW) för den generiska modellen. Reaktoravställning utförs av snabbstoppssystemet (C), spädmatning utförs av nödmatarvatten (U), tryckavsäkring (X) och härdnödkylning (V) och resteffektkylning utför av W1 och W3. Om dessa säkerhetssystem fungerar som de ska och uträttar säkerhetsfunktionerna blir sluttillståndet gynnsamt. Här syns tydligt att ifall U fallerar kommer X ta vid, om sedan V och W1 också fungerar kan en härdskada förhindras. Om någon av funktionerna fallerar helt, resulterar detta i härdskada (CD).

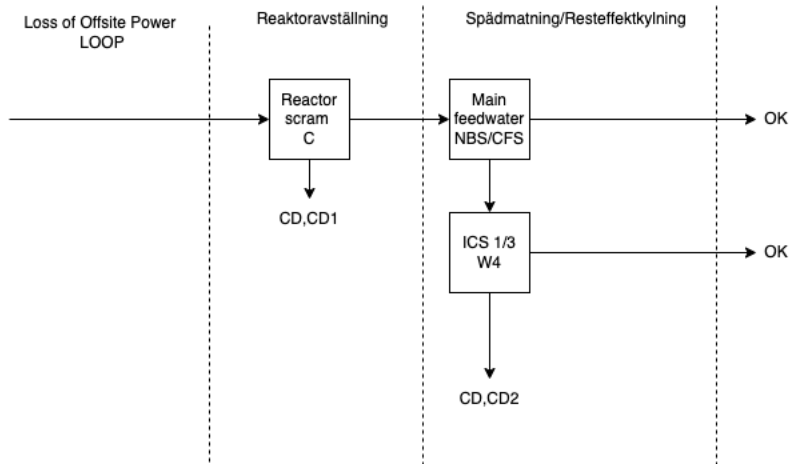


Figur 10: Blockdiagram för matarvattenförlust (LMFW) för Generisk modell (GE), CD= core damage/härdskada. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

3.4.4 Bortfall av yttre elkraftnät, LOOP

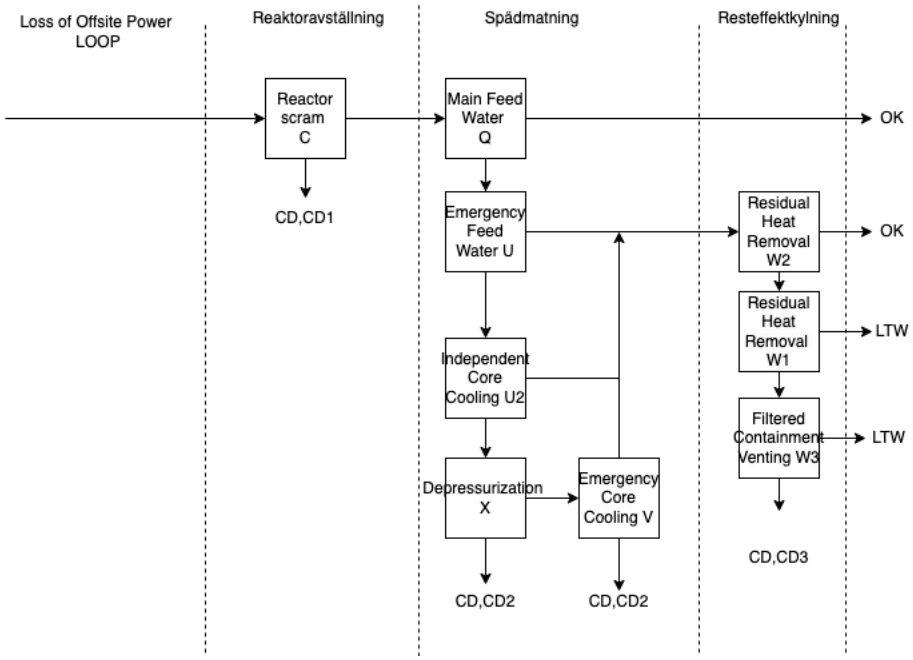
I Figur 11 går det att se blockdiagrammet för störningen bortfall av yttre elkraftnät (LOOP) för BWRX-300. Säkerhetssystemen som ingår är snabbstopp (C), därefter huvudmatarvattnet som är samma som för den generiska modellen. Om det systemet faller bort finns säkerhetssystemet ICS (W4). Om dessa säkerhetssystem fungerar som de ska och uträttar säkerhetsfunktionerna blir sluttillståndet gynnsamt. Ett bortfall av snabbstoppet medför härdskada (CD). Vid ett bortfall av huvudmatarvattnet finns ICS, om även det fallerar blir konsekvensen härdskada (CD). Likt ovan

syns stora skillnader i blockdiagrammen i Figur 11 och i Figur 12. Detta beror på att säkerhetssystemet ICS i BWRX-300 tillgodoser behovet av nödkylning, tryckavsäkring samt bortförsel av resteffekt. Detta eliminerar då behovet av andra system, mer information om detta går att läsa i kapitel 2.1.2.



Figur 11: Blockdiagram för bortfall av yttre kraftmatning (LOOP) för BWRX-300. CD= core damage/härdskada. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

I Figur 12 går det att se blockdiagrammet för störningen LOOP för den generiska modellen. Här ingår många olika säkerhetssystem, ifall huvudmatarvattnet (Q) faller bort finns det flera system för att förhindra härdskada. LTW står för Long time window, alltså härdskada endast efter långa tidsfönster. Vid analyserna försummas detta sluttillstånd och ses som OK.

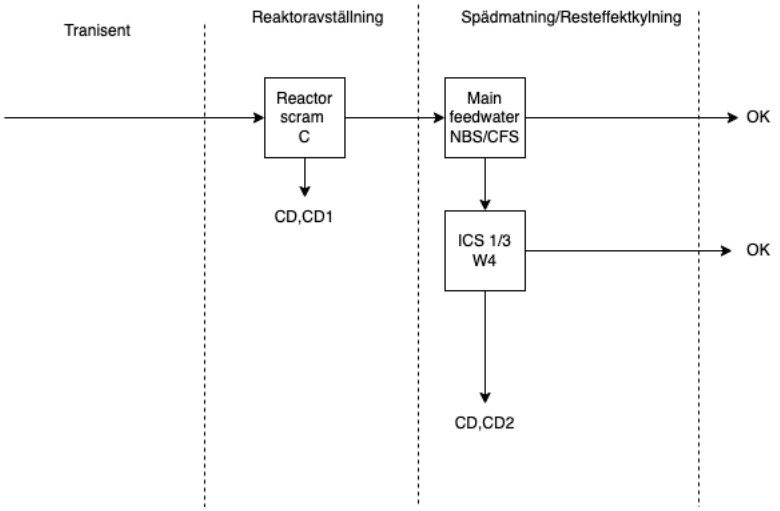


Figur 12: Blockdiagram för bortfall av yttre kraftmatning (LOOP) för Generisk modell (GE). CD= core damage/härdskada, LTW= Long time window. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

3.4.5 Transient, TRANS

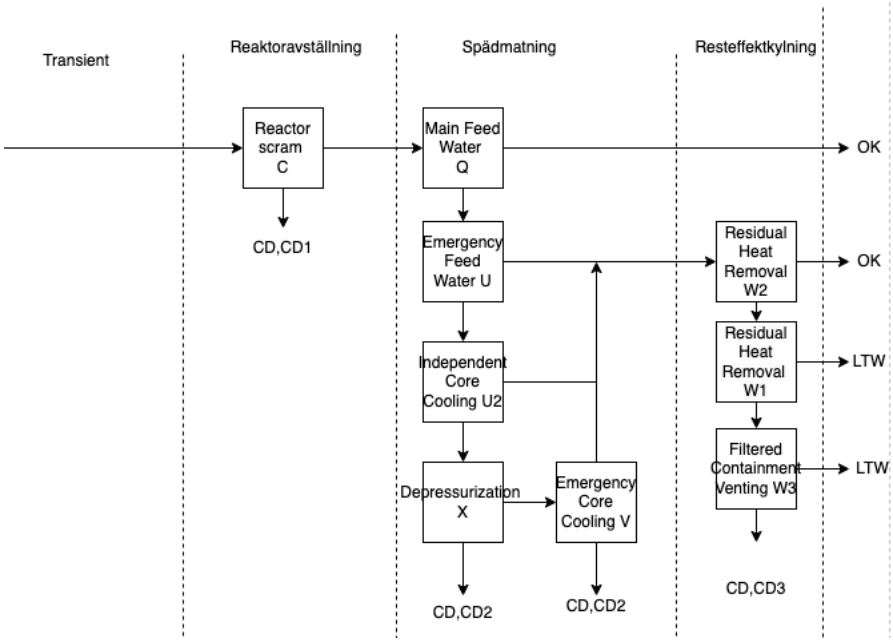
I Figur 13 går det att se blockdiagrammet för störningen transient för BWRX-300. Detta blockdiagram ser ut på samma sätt som för störningen LOOP, beskrivet ovan. För den generiska

BWR reaktorn var dessa störningar modellerade på samma sätt och därrför har även detta gjorts för modellen av BWRX-300.



Figur 13: Blockdiagram för transient (TRANS) för BWRX-300. CD= core damage/härdskada. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

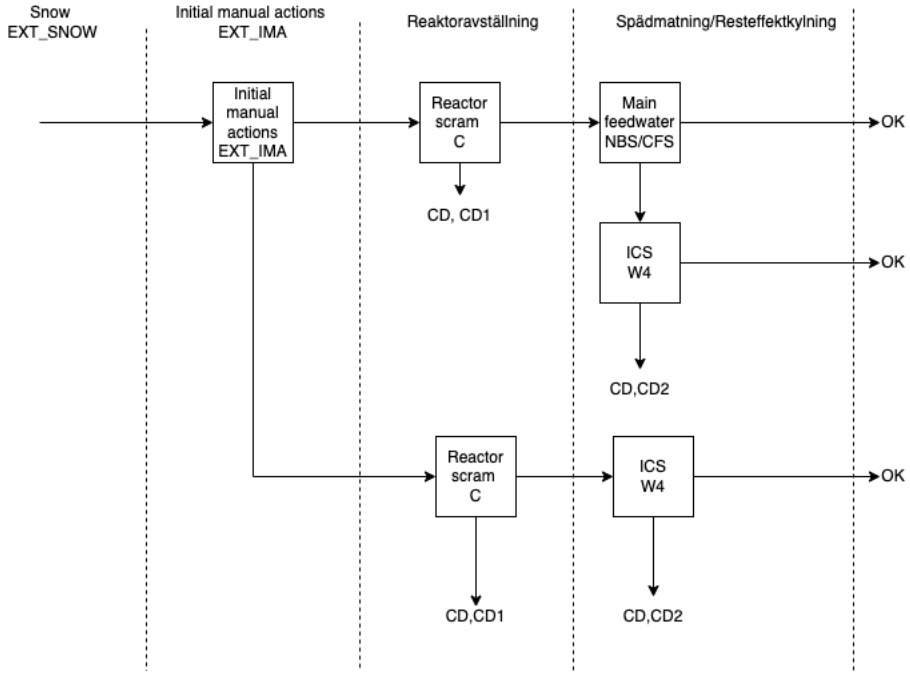
I Figur 14 går det att se blockdiagrammet för störningen en transient (TRANS) för den generiska modellen. Här ingår många olika säkerhetssystem, ifall huvudmatarvattnet (Q) faller bort finns det flera system för att förhindra härdskada.



Figur 14: Blockdiagram för transient (TRANS) för Generisk modell (GE). CD= core damage/härdskada, LTW = long time window. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

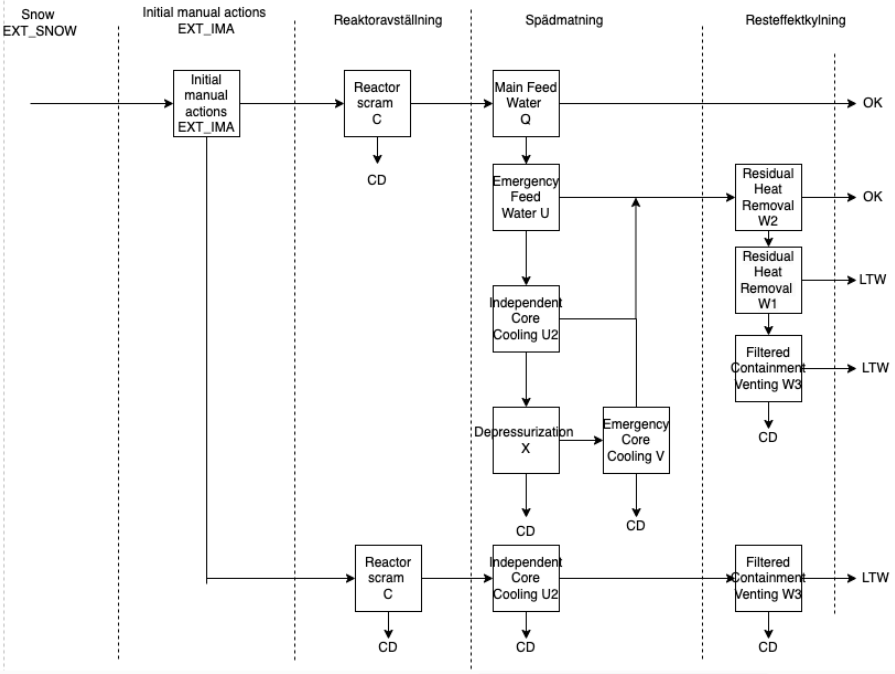
3.4.6 Extremt snöfall, EXT_SNOW

I Figur 15 går det att se blockdiagrammet för störningen EXT_SNOW) för BWRX-300. Likt den generiska modellen i Figur 16 inleds blockdiagrammet med en manuell handling. Även här faller huvudmatarvattnet bort om snöborttagningen fallerar, detta eftersom BWRX-300 antas ha samma förlopp som för den generiska modellen i just detta avseende. Även här syns stora skillnader i blockdiagrammen i Figur 15 och i Figur 16. Detta beror på att säkerhetssystemet ICS i BWRX-300 tillgodoser behovet av nödkylning, tryckavsäkring samt bortförsel av resteffekt. Detta eliminerar då behovet av andra system, mer information om detta går att läsa i kapitel 2.1.2.



Figur 15: Blockdiagram för extern händelse, extremt snöfall (EXT_SNOW) för BWRX-300. CD= core damage/härdskada. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

I Figur 16 går det att se blockdiagrammet för störningen extremt snöfall (EXT_SNÖ) som är en extern händelse i form av extremt snöfall, för den generiska modellen. Vad som skiljer sig åt jämför med de andra modellerna är det initiala manuella ingreppet (EXT_IMA), vilket är snöborttagning i detta fall. Om snöborttagningen inte fungerar faller även huvudmatarvattnet bort för att ersättas med U2.



Figur 16: Blockdiagram för extern händelse, extremt snöfall (EXT_SNOW) för Generisk modell (GE). CD= core damage/härdskada, LTW= long time window. CD1, CD2 och CD3 är olika nivåer av härdskada något som detta arbete inte tar hänsyn till.

3.5 Datainsamling

För att hitta data till modellen av BWRX-300 har olika datakällor använts, dessa går att se i Bilaga 4. Eftersom BWRX-300 är en relativt ny design finns inte data offentligt tillgänglig, antaganden har därför behövts. Där det är möjligt har data från likvärdiga komponenter i den generiska modellen, exempelvis felande värmeväxlare, använts. Mycket av övrig data har tagits ifrån GE Hitatchi Nuclear Energy (2010), vilket är en licensieringsrapport med utförda säkerhetsanalyser på ESBWR. Denna reaktortyp är föregångaren till BWRX-300 och har ett liknande ICS system, vilket motiverar att felintensiteter för vissa felmoder antas vara samma för BWRX-300 som för ESBWR.

Gällande felintensitet för de passiva funktionerna har värdena diskuterats fram med hjälp av handledarens ämnesexpertis. Eftersom dessa funktioner bedöms var säkrare än aktiva funktioner, som har felintensiteter mellan 1E-4/h – 1E-6/h, sattes felintensiteten till ett lägre värde, 1E-7/h. Även en känslighetsanalys utförs på denna parameter i kapitel 4.4 och i Tabell A 4 och Tabell A 5 i Bilaga 4 visas felintensiteterna samt källor.

3.5.1 CCF-hantering och data

För att beräkna CCF-parametrar har antaganden och förenklingar behövts göras. Vissa CCF-parametrar har beräknats om utifrån felintensiteterna, vilket ses nedan. I vissa fall där information angående CCF fattades i ESBWR-dokumentationen användes CCF-data taget från Ma och Kvarfordt (2022), som är ett dokument för CCF-parametrar framtaget åt NRC.
Komponenter som har CCF i ICS och PCCS anges nedan,'*' anger att komponenterna finns i alla tre stråken:

- ICS
    - Värmeväxlare
        - *ICS_HX_UKL_LOOP**
    - ICCV
        - *ICS_ICCV_OSS_LOOP**
        - *ICS_ICCV_UÖM_LOOP**
        - *ICS_ICCV_UÖS_LOOP**
- PCCS
    - Värmeväxlare
        - *PCCS_LX_I**

Värdena för CCF för ICCV är tagna för likande komponent från ESBWR (GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010) och går att se i Tabell A 1 i Bilaga 1. ESBWRs ICS har fyra stråk istället för tre stråk samt att CCF var angiver i felsannolikheter och inte i α-värden som behövs i RiskSpectrum. Omräkning av CCF:erna krävdes då enligt följande steg:

1. Omvandling av CCF:er från felfrekvenser till α-värden via ett beräkningsverktyg tillhandahållet av projektägaren.
2. Omvandling av α-värden från fyra till tre. Detta gjordes via formler angivna i Bilaga 1

3.6 Simulering

Konsekvensanalysfall presenterar viktiga parametrar för den undersökta störningen. Dessa skapades i RiskSpetrum för att möjliggöra simulering av säkerhetsfunktionerna för respektive störning för den generiska modellen och BWRX-300. Konsekvensanalysfallen kördes för konsekvensen härdskada, var kopplade till respektive händelseträd och den generiska modellen och BWRX-300 hade samma BC Set för samma störning. Alltså för ALOCAn hade de båda BC-seten LOCA, dessa BC-set fanns redan tillämpade på den generiska modellen. BC-set är olika randvillkor för analyserna.

3.7 Känslighetsanalys

En känslighetsanalys har utförts för bashändelserna för naturlig cirkulation och konvektion i ICS och PCCS. Denna utfördes i RiskSpectrum genom att simulera om modellerna för andra värden på bashändelserna naturlig cirkulation och konvetion.

Dessa bashändelser hade sannolikheten satt till 1E-7/h för huvuddelen av simuleringen. Eftersom detta värde var en uppskattning är det motiverat att utreda hur stor påverkan det hade på härdskadefrekvensen. Härdskadefrekvensen beräknades för sannolikheten 1E-10/h, 1E-06/h och 1E-05/h på de berörda bashändelserna och resultaten av känslighetsanalysen presenteras i kapitel 4.4.

3.8 Resultattolkning

De områdena av resultaten från modelleringen och simuleringen som är intressanta är

- HS - Härdskadefrekvens
- Betydelsemått
- Konsekvensanalysfall
- MCS - Minimal Cut Sets

Härdskadefrekvensen anger den frekvens för att en härdskada ska inträffa och anges i ggr/år, alltså hur många gånger per år som en händelse beräknas inträffa. Relativ vikt av MCS är hur stor procentandel som en specifik MCS utgör av sannolikheten för topphändelsen inträffar (Stamatelatos, 2002). Det kan antas att summan av alla MCS är sannolikheten för att topphändelsen inträffar. Om en MCS har en hög procentandel tyder detta på att systemet är volatilt och att den MCS:en kan vara en svag länk. Betydelsemått förklaras mer i kapitel 3.8.1.

- **IH-frekvens** Inledande händelsefrekvens, hur ofta en inledande händelse inträffar, per år.
- **Probabilistisk barriär** = härdskadefrekvens/IH-frekvens, och visar hur mycket säkerhetssystemen bidrar till för att undvika härdskada, givet att en IH inträffar.

3.8.1 Betydelse- och känslighetsmått

I modellen kommer bland annat betydelsemått att analyseras, nedan förklaras de olika måtten som ingår. För att analysera de olika måtten delar bashändelserna in i grupper så kallade bashändelsegrupper, hur denna gruppindelning ser ut förklaras i kapitel 3.8.2.

- **FC** (Fractional contribution) Hur stor andel av frekvensen av HS som bashändelsegruppen bidrar till. (RiskSpectrum AB, 2022)
- **RDF** (Risk decrease factor) Ett mått på hur mycket härdskadefrekvensen kan minska. Detta genom att alla bashändelser i respektive grupp sätts till false i riskspectrum (Hellström, 2006).
- **RIF** (Risk increase factor) Ett mått på hur mycket härdskadefrekvensen kan öka. Detta genom att alla bashändelser i respektive grupp sätts till true i Riskspectrum (RiskSpectrum AB, 2022).
- **Sens. High**. Ett mått på hur känsliga parametrarna är gentemot ökningar av felsannolikheternas för, detta genom att felsannolikheten ökar med en faktor X vad blir då härdskadefrekvensen (RiskSpectrum AB, 2022).
- **Sens. Low**. Ett mått på hur känsliga parametrarna är gentemot minskningar av felsannolikheternas för, detta genom att felsannolikheten ökar med en faktor X vad blir då härdskadefrekvensen. (RiskSpectrum AB, 2022)

3.8.2 Bashändelsegrupper

Grupperna som komponenterna i ICS och PCCS delas in i är,

- ICS
  - Alla komponenter i ICS
- ICS Passiva komponenter
  - Värmeväxlare
- ICS Aktiva komponenter
  - ICCV (ventil)
  - RIV (Ventil)
- ICS passiva funktioner
  - Naturlig Cirkulation
  - Konvektion
- PCCS
  - Alla komponenter i PCCS
- PCCS passiva komponenter
  - Värmeväxlare
- PCCS passiva funktioner
  - Naturlig Cirkulation
  - Konvektion

ICS innehåller både passiva och aktiva komponenter, men PCCS innehåller endast passiva komponenter. Definitionen av passiva komponenter som valts är kategori B, där rörliga vätskor får ingå men inte rörliga delar, som förklaras i kapitel 2.4. Detta ger då uppdelningen att ventiler som kan fela mekaniskt tillhör de aktiva komponenterna och resterande komponenter tillhör de passiva. Grupper för de passiva funktionerna innehåller naturlig cirkulation och konvektion.

4. Resultat

I detta kapitel redovisas resultaten från projektet i tabeller och grafer. De resultat som presenteras är värden från simuleringarna i RiskSpectrum. Resultaten delas in i fyra delar, den första presenterar härdskadefrekvensen (HS), den andra presenterar betydelse- och känslighetsmått, tredje presenterar konsekvensanalysfall och betydande MCS-sekvenser och konsekvensanalysfall. I den fjärde och sista delen presenteras känslighetsanalyser för de passiva funktionerna naturlig cirkulation och konvektion.

4.1 Härdskadefrekvens

I tabell Tabell 4 visas härdskadefrekvensen samt den procentuella minskningen för de undersökta störningarna för den generiska modellen (GE) och för BWRX-300. Den totala procentuella minskningen av härdskadefrekvensen för BWRX-300 jämfört med GE är 48 %. Detta är en avsevärd minskning som går att hänvisa till minskningen av frekvenserna för samtliga inledande händelser och störningar för BWRX-300 jämfört med GE.

För stort rörbrott (ALOCA) är minskningen jämfört med GE stor, 98 %. Vilket kan bero på användningen av både PCCS och ICS. Även för extremt snöfall (EXT_SNOW) är den procentuella minskningen stor, ca 99,9 %. Denna minskning kan vara ett resultat av att BWRX-300 inte är lika beroende av att de manuella ingreppen i form av snöbortagning för att säkerhetsfunktionerna ska fungera.

För matarvattenförlust (LMFW) är minskningen 38 %, vilket kan anses som litet i sammanhanget. Härdskadefrekvensen för matarvattenförlust för den generiska modellen är 1,54E-06 ggr/år och för BWRX-300 är den 9,53E-07 ggr/år. För båda modellerna är detta den största härdskadefrekvensen. Betydelsen av LMFW beror främst på att matarvatten tillgodoräknas för spädmatning i båda modellerna. Men när matarvattnet faller bort som en del av inledande händelse fås en väsentligt mindre probabilistisk barriär mot härdskada på grund av utebliven spädmatning.

För bortfall av yttre kraftmatning (LOOP) och transient (TRANS) är den procentuella skillnaden stor, 89 % respektive 78 %.

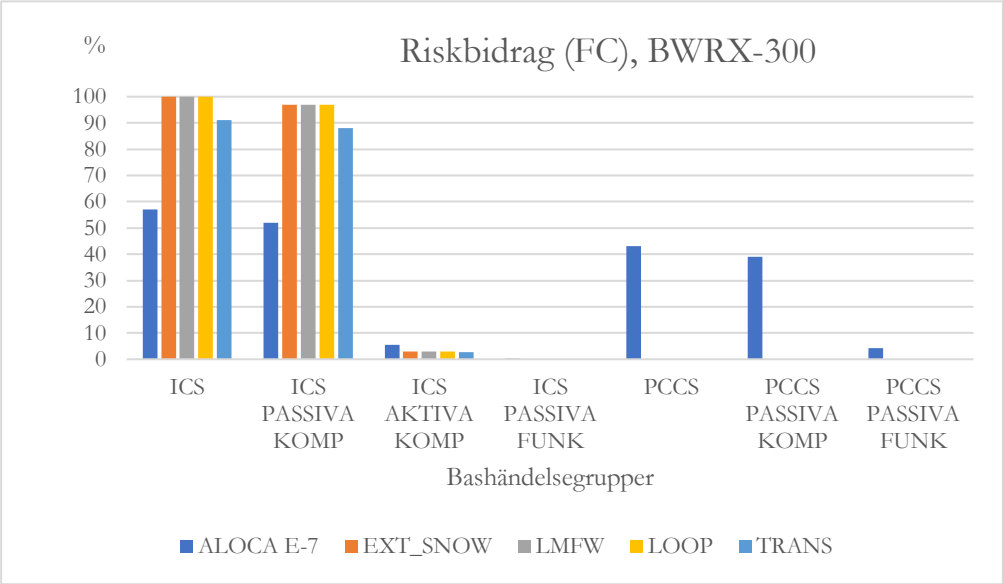
Tabell 4: Resultat över härdskadefrekvensen, värden tagna från modell i RiskSpectrum. Den relativa skillnaden är den procentuella minskningen av härdskadefrekvensen för BWRX-300 jämfört med den Generiska Modellen (GE).

Störning	GE [ggr/år]	BWRX-300 [ggr/år]	Relativa skillnaden [%]
Stort rörbrott (ALOCA)	2,31E-08	4,77E-10	-98
Extremt snöfall (EX_SNOW)	2,01E-07	1,74E-11	-99,9
Maytarvattenförlust (LMFW)	1,54E-06	9,53E-07	-38
Bortfall av yttre kraftnät (LOOP)	1,06E-07	1,14E-08	-89
Transient (TRANS)	3,09E-09	6,86E-10	-78
summan	1,87E-06	9,66E-07	-48

4.2 Betydelsemått

I detta kapitel presenteras delar av resultaten av betydelse- och känslighetsmått.

FC



Figur 17: Stapeldiagram över riskbidraget (FC) till härdskadefrekvensen för BWRX-300, från bashändelsegrupperna som förklarades i kapitel 3.8.2. Diagrammet visar hur mycket de olika bashändelsegrupperna bidrar till härdskadefrekvensen för störningarna; stort rörbrott (ALOCA), extremt snöfall (EXT_SNOW), matarvattenförlust (LMFW), bortfall av yttre nät (LOOP) och transient (TRANS). Värden är framtagna i RiskSpectrum.

I Figur 17 syns det hur stort bidraget från vissa bashändelsegrupper för BWRX-300 är till härdskadefrekvensen vid de olika störningarna.

LOCA har ett avvikande utseende jämfört med de andra, detta beror på användandet av PCCS vid störningen. Eftersom PCCS inte används vid någon annan inledande händelse, påverkar denna bara LOCA:n. De passiva funktionernas riskbidrag för PCCS är ungefär 4 % och bidrar därmed till härdskadefrekvensen. I figuren syns även att de passiva komponenterna i ICS och PCCS har störst riskbidrag, jämfört med de aktiva komponenterna. Men för ICSen finns det ett mindre men inte obetydligt bidrag från de aktiva komponenterna i systemet.

För extremt snöfall (EXT_SNOW), matarvattenförlust (LMFW) och bortfall av yttre kraftmatning (LOOP) är riskbidraget från ICS 100 %. Bidraget från ICS passiva komponenter 97 % och bidraget från de aktiva komponenterna är 3 %. Det är alltså essentiellt att ICS kan utföra systemets funktioner. Transienter (TRANS) har något lägre bidrag från ICS passiva komponenter ca 81 %.

RIF

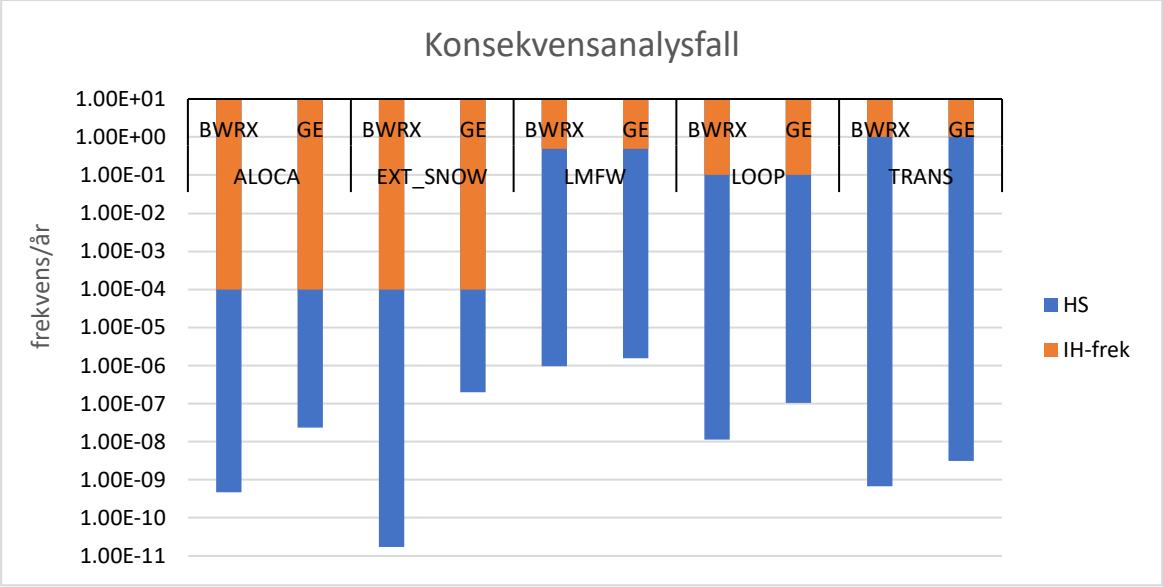
Ett viktigt mått för att förstå vilka händelser modellen är känslig för är riskökningsfaktorn (RIF), som förklaras i kapitel 3.8.1. Detta mått ger en indikation på om modelleringen utförts på rätt sätt.

I Tabell A 3 i Bilaga 3 går det att se RIF för de fem olika störningarna för BWRX-300. För bashändelsegrupperna ICS, ICS passiva komponenter och ICS aktiva komponenter är riskökningsfaktorn x*10^5 för respektive störning. För stort rörbrott är även bashändelsegrupperna PCCS, PCCS passiva komponenter och PCCS passiva funktioner inom samma storleksordning, 10^5. Om alla bashändelser inom bashändelsegruppen felar medför detta att härdskadefrekvensen ökar med en faktor 100 000. Detta tyder på att dessa bashändelsegrupper har stor inverkan på resultatet och att modellen är känslig för förändringar inom dessa. För den generiska modellen går det att se i Tabell A 2 i Bilaga 2 att förändringar i aktiva komponenter kan medföra stora ökningar i härdskadefrekvensen vid en transient, riskökningsfaktorn är då ca 3*10^8, men att det för andra inledande händelser inte påverkar analysen i lika stor omfattning.

4.3 Sekvenser och barriärer

Tabell 5: Tabell över inledande händelse frekvensen för de fem inledande händelserna. BWRX-300 och GE är modellerade med samma frekvens för respektive störning.

IH	ALOCA	EXT_SNOW	LMFW	LOOP	TRANS
IH-frekvens [frekv./år]	1,00E-04	1,00E-04	5,00E-01	1,00E-01	1,00E+00



Figur 18: Stapeldiagram över konsekvensanalysfallen, i logaritmisk skala. Där GE= Generisk BWR reaktor, BWRX= BWRX-300, HS= härdskadefrekvensen, IH-frek= inledande händelse frekvens. Störningarna som berörs i figuren är; stort rörbrott (ALOCA), extremt snöfall (EXT_SNOW), matarvattenförlust (LMFW), bortfall av yttre nät (LOOP) och transient (TRANS).

I Figur 18 presenteras konsekvensanalysfallen där den blåa stapeln + den orangea stapeln är härdskadefrekvensen. Den orangea delen av stapeln är frekvensen för den inledande händelse (IH-frekvens), alltså hur ofta en inledande händelse inträffar. Skillnaden mellan HS och IH-frekvensen är det blåa i grafen och är den probabilistiska barriären. Detta visar hur mycket resterande skydd som finns efter en inledande händelse. I figuren syns det tydligt att härskadefrekvensen är lägre för BWRX-300 för samtliga störningar.

För den inledande händelsen stort rörbrott (ALOCA) har den probabilistiska barriären ökat för BWRX-300 jämfört med GE. Detta beror på att härdskadefrekvensen har minskat för BWRX-300, se Tabell 4. Minskningen av HS för stort rörbrott är troligen en följd av användandet av PCCS. IH-frekvensen är relativt låg 1E-4/år för ALOCA. Det är alltså en störning som inte antas inträffa ofta.

För den inledande händelsen extremt snöfall (EXT_SNOW) med en IH-frekvens på 1E-4/år syns det i Figur 18 att den probabilistiska barriären ökat markant för BWRX-300. Härdskadefrekvensen är alltså mycket lägre för BWRX-300 än GE vilket även påvisas i Tabell 4.

För IH matarvattenförlust (LMFW) är ökningen inte lika markant. Den probabilistiska barriären är dock stor vilket är rimligt då det är en inledande händelse med högre IH-frekvens. Även för bortfall av yttre kraftmatning (LOOP) är barriären större för BWRX-300 än den generiska modellen.

För transient är barriären för båda modellerna väldigt stor men det är också en inledande händelse som beräknas inträffa 1 gång varje år, vilket ger incitament för en stor barriär.

Tabell 6: De tre mest bidragande MCS-sekvenserna till den totala härdskadefrekvensen för BWRX-300.

ID	Sannolikh. [/h]	Bidrag till HS [%]	IH	Händelse 2
1	9,25E-07	92	LMFW	CCF-ICS-HX-UKL-ALL
2	2,55E-08	2,5	LMFW	CCF-ICCV-UÖM-ALL
3	1,18E-08	1,2	ALOCA	PCCS_LX_UKL_LOOPA

I Tabell 6 så visas bidraget från de tre största MCS-sekvenserna till den totala härdskadefrekvensen för BWRX-300. Sekvenserna är korta vilket kan indikera att systemet är ostabilt, vilket nämns i kapitel 2.3.6.

Den första sekvensens bidrag till totala HS är av betydande storlek, ca 92 %. Sekvensen består av den inledande händelsen matarvattenförlust (LMFW) som sedan följs av läckage i alla tre värmeväxlare i ICS orsakat av CCF (CCF-ICS-HX-UKL-ALL). Sekvensen innebär att reaktoravställningen lyckas men hantering av resteffekt och kylning samt spädmatning misslyckas vilket resulterar i den oönskade konsekvensen härdskada. Detta kan jämföras med blockdiagrammet i kapitel 3.4.3 för djupare förståelse för sekvensen. CCF mellan värmeväxlare bidrar alltså mycket till den totala härskadefrekvensen. Därför bör CCF för passiva funktioner och komponenter undersökas vidare.

För den andra sekvensen är bidraget till den totala härdskadefrekvensen mindre, ca 2,5 %. Även denna IH är matarvattenförlust som sedan följs av utebliven öppning på grund av mekaniskt fel i ventilerna ICCV i ICS orsakat av en CCF (CCF-ICCV-UÖM-ALL). Även här lyckas reaktoravställningen och det är resteffektkylningen och spädmatningen vars misslyckande resulterar i härdskada.

För den tredje sekvensen i Tabell 6 är bidraget till den totala härdskadefrekvensen mindre, ca 1,2 %. Sekvensen består av den inledande händelsen stort rörbrott (ALOCA) som sedan följs av fel i värmeväxlare i ett av stråken i PCCS orsakat av läckage (PCCS_LX_UKL_LOOPA).

Tabell 7:Visar de tre mest bidragande MCS-sekvenserna till den totala härdskadefrekvensen för GE.

ID	Sannolikh.[/h]	Bidrag till HS [%]	IH	Händelse 2	Händelse 3
1	2,06E-07	11	LMFW	CCF-RHR-PM---D-ALL	FCV10VS001_____Y
2	1,07E-07	5,7	LMFW	CCF-EFW-PM---D-ALL	DPS-MAN--H
3	6,87E-08	3,7	LMFW	CCF-RHR-PM---A-ALL	FCV10VS001_____Y

I Tabell 7 så visas bidraget från de tre största MCS-sekvenserna till den totala härdskadefrekvensen för GE.

Den första sekvensens bidrag till totala HS är ca 11%. Sekvensen består av den inledande händelsen matarvattenförlust (LMFW) som sedan följs av att en pump i systemet för bortförsel av resteffekt (W1) får obefogat stopp med ett CCF-beroende (CCF-RHR-PM---D-ALL), detta följs sedan av fel i ventilationssystem i (W3) (FCV10VS001_____Y). Sekvensen visar alltså att reaktoravställningen och spädmatningen lyckas men hantering av resteffekt och kylning

misslyckas vilket resulterar i den oönskade konsekvensen härdskada. Se Figur 10 för vidare förståelse för sekvenserna för matarvattenförlust.

Den andra sekvensens bidrag till totala HS är ca 5,7 %. Sekvensen består av den inledande händelsen matarvattenförlust (LMFW) som sedan följs av att en pump i nödmatarvattensystemet (U) får obefogat stopp med ett CCF-beroende (CCF_EFW_PM___D_ALL), detta följs sedan fel i trycksäkring genom manuella ingrepp i tryckavsäkringsystemet (X) (DPS-MAN—H).

Den tredje sekvensens bidrag till totala HS är ca 3,7 %. Sekvensen består av den inledande händelsen matarvattenförlust (LMFW) som sedan följs av utebliven start av att en pump i systemet för bortförsel av resteffekt (W1) med ett CCF-beroende och avslutas med fel i ventilationssystem i (W3).

GE har större spridning på bidragen till MCS-sekvenserna på bidragen till den totala härdskadefrekvensen jämfört med BWRX-300. Där en enskild MCS-sekvens bidrar med 92 % till den totala härdskadefrekvensen.

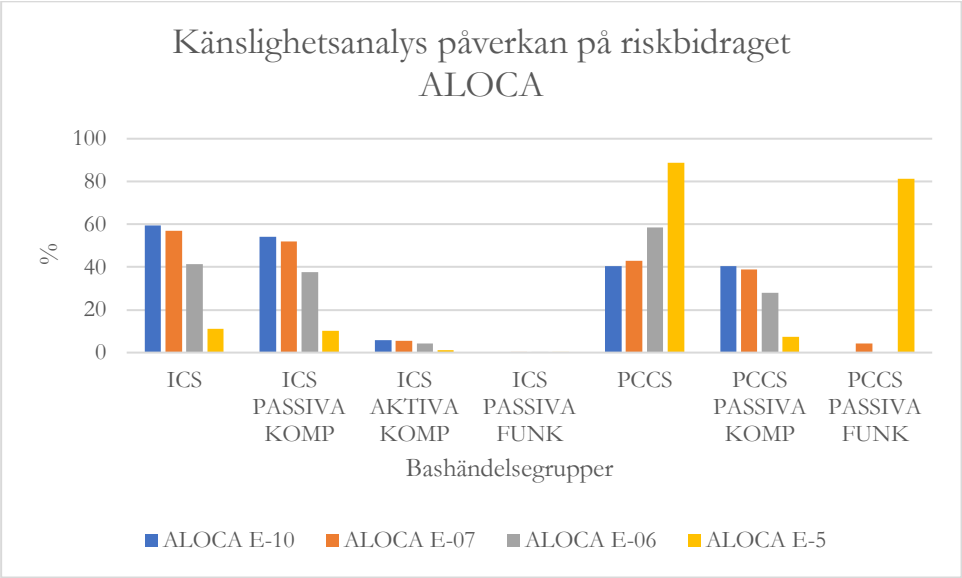
4.4 Känslighetsanalys

En känslighetsanalys har utförts för de passiva funktionerna naturlig cirkulation och konvektion. Värdet för dessa har förändrats från 1E-7 till 1E-10, 1E-6 och 1E-5. Detta har gjorts för att få en inblick i hur värdet på de passiva funktionerna påverkar härdskadefrekvensen och riskbidraget, se även kapitel 3.7 för mer information.

I Tabell 8 redovisas härdskadefrekvensen för de olika värdena på de passiva funktionerna. Det syns då att det är endast för LOCA:n som härdskadefrekvensen påverkas av de förändrade värdena på parametrarna. På grund av detta resultat redovisas hur riskbidraget för LOCA förändras vid förändrade värden, se Figur 19.

Tabell 8: Tabell över härdskadefrekvens för BWRX-300 från känslighetsanalys utförd på passiva funktioner, så som naturlig cirkulation och konvektion. För dessa händelser har sannolikhetsfrekvensen ändrats till olika värden; 1E-10/h, 1E-7/h, 1E-6/h och 1E-5/h.

Störning	Sannolikhet 1E-10/h [ggr/år]	Sannolikhet 1E-7/h [ggr/år]	Sannolikhet 1E-6/h [ggr/år]	Sannolikhet 1E-5/h [ggr/år]
ALOCA	4,57E-10	4,77E-10	6,57E-10	2,46E-09
EX_SNOW	1,74E-11	1,74E-11	1,74E-11	1,74E-11
LMFW	9,53E-07	9,53E-07	9,53E-07	9,53E-07
LOOP	1,14E-08	1,14E-08	1,14E-08	1,14E-08
TRANS	6,86E-10	6,86E-10	6,86E-10	6,86E-10



Figur 19: Stapeldiagram som visar storleken på riskbidraget (FC) för de olika bashändelsegrupperna när värdet för de passiva funktionerna varieras till fyra olika värden, angivna i figuren.

Riskbidraget från bashändelsegrupperna till härdskadefrekvensen för stort rörbrott förändras när värdet för bashändelserna konvektion och naturlig cirkulation (passiva funktionerna) varieras. När värdet för bashändelserna konvektion och naturlig cirkulation ökar, ökar riskbidraget från PCCS och även från de passiva funktionerna i PCCS. Detta är rimligt eftersom det är parametervärdet på de passiva funktionerna som förändras, dock syns ingen markant ökning för de passiva funktionerna i ICS även dessa också förändras, anledningar till detta diskuteras i kapitel 5.

5. Diskussion

5.1 Analys

Resultaten belyser skillnaderna mellan BWRX-300 och GE. BWRX-300 har passiva säkerhetsystem ICS och PCCS vilka märkbart förändrar resultaten. Det går att se att denna design har lägre härdskadefrekvens. Enligt Zio och Pedroni (2009) kan felträdsmetodik vara en bra metod för att hantera passiva komponenter exempelvis värmeväxlare. Denna metodik har använts i arbetet och resultaten som erhålls visar att det är möjligt att använda den traditionella PSA-metodiken för värmeväxlare.

I Tabell 4 syns det tydligt att härdskadefrekvensen är lägre för de undersöka inledande händelserna för BWRX-300 än för GE både i det totala och enskilda fallet. Detta visualiseras även i Figur 17, där minskningen av HS blir tydlig samt den ökade storleken av de probabilistiska barriärerna. För extrem snö är den probabilistiska barriären mycket stor samt att härdskadefrekvensen har minskat med 99,9 % jämfört med den generiska modellen, detta kan vara ett resultat av ett minskat beroende av manuella handlingar. Passiva säkerhetssystem medför tillförlitligare och säkrare system som inte kräver handpåläggning (NEA, 2021), vilket dessa resultat påvisar.

För transient är barriären i Figur 17 för båda modellerna väldigt stor men det är också en inledande händelse som beräknas inträffa en gång varje år. Reaktorns säkerhetssystem antas därmed hantera störningen med hög tillförlitlighet.

Enligt Björkman och Tyrväinen, (2021) så kan CCF mellan moduler och system påverka säkerheten för flera sammankopplade SMR:er. Även vid värderingen av SSG-3 kapitel 3.2 så framkom det att vissa aspekter av CCF:er kan bli viktigare för SMR:er. I kapitel 4.3 , Tabell 6 påvisas stort bidrag till den totala härdskadefrekvensen från MCS-sekvensen matarvattenförlust och fel av värmeväxlarna i ICS systemet. Det fel som slår ut ICS är en CCF mellan samtliga värmeväxlare. Det blir då tydligt att CCF mellan passiva komponenter påverkar resultatet stort och detta bör finnas i åtanke när PSA ska utföras på SMR:er. Detta blir speciellt viktigt ifall flera moduler ska sammankopplas. Detta område bör således undersökas mer.

I Figur 17 går det att se att passiva funktioner för PCCS bidrar till härdskadefrekvensen vid en LOCA. Det syns även att passiva funktioner för ICS bidrar med mindre än <0,1 % till härdskadefrekvensen för alla inledande händelser. Detta kan vara ett resultat av modelleringen. För ICS så har de passiva funktionerna modellerats i varje stråk, det finns alltså tre felmoder för konvektion och tre för naturlig cirkulation. För PCCS har de passiva funktionerna modellerats gemensamt och det finns därmed bara en felmod för konvektion och en för naturlig cirkulation i systemet.

Känslighetsanalysen i kapitel 4.4 visar att passiva fysikaliska funktioner har inverkan på härdskadefrekvensen där flera passiva system är inblandade. PCCS är modellerat så att om naturlig cirkulation eller konvektion felar, fallerar hela systemet. Men för ICS modelleras naturlig cirkulation och konvektion i varje loop vilket förklarar varför ”ICS passiva funktioner” inte ger något stort bidrag. I modellen har inte CCF mellan de passiva funktionerna tillämpats, detta hade potentiellt kunnat ha inverkan på resultatet ifrån modellerna och bör därför undersökas vidare. Som nämnt i kapitel 2.4, kan termohydraulisk analys användas för att bestämma tillförlitligheten och felfrekvenser för passiva fysikaliska funktioner. Detta har inte varit möjligt att utföra i detta projekt men hade varit en intressant vidareutveckling av projektet. Ifrån resultaten går det däremot att se att de passiva funktionernas påverkan i en PSA behövs undersökas vidare. Att de passiva funktionerna som drivs av fysikaliska fenomen innebär osäkerheter var något väntat och diskuteras i kapitel 2.4.

5.2 Kritisk granskning av egna arbetet och osäkerheter

Som vid alla simuleringar och modeller av verkliga system finns det också inbyggda osäkerheter i en PSA. I detta projekt har flera förenklingar och antaganden krävts vilket kan påverka resultatet. Den största orsaken till att antaganden och förenklingar har behövt göras är bristen på offentlig information.

För modelleringen har många antaganden angående utformningen av ICS och PCCS gjorts, deras sammansättning, felmoder på komponenter och felintensiteter. Systemen för snabbstopp och huvudmatarvatten har även antagits vara likadana som för den generiska modellen. Vid bortfall av yttre nät har inte batterisystemet som är en väsentlig del av BWRX-300 reservkraft och skydd tagits hänsyn till.

Eftersom SMR:er i allmänhet och BWRX-300 i synnerhet är nya tekniker som inte har beprövats för kommersiellt bruk är mycket information otillgänglig, vilket delvis kan bero på företagshemligheter men också att driftdata ännu inte finns tillgänglig. Även forskarunderlaget inom området för hur PSA behövs utvecklas för SMR:er är nytt och underlaget är tunt. Detta har medfört svårigheter att hitta feldata för de olika bashändelserna i modellen, samt hur systemen ICS och PCCS tekniska sammansättning faktiskt ser ut.

Ytterligare en faktor som påverkat modellernas utformning är att den generiska modellen är just en förenklad generisk modell av en BWR. För att få en rimlig jämförelse mellan den generiska modellen och BWRX-300 har även BWRX-300 systemet förenklats. Detta har försökts uppnås genom att exkludera vissa felmoder som behandlats i FMEA:n, i Tabell 2 och i Tabell 3. Många av förenklingarna har gjorts för att jämförelsen mellan modellerna ska vara realistisk. Men det finns svårigheter i att modellera på ett likvärdigt sätt då mycket skiljer sig mellan GE och BWRX-300 och därmed byggs osäker in i jämförelsen. I kapitel 4.2 blir det tydligt att ICS och PCCS bidrar med stora osäkerheter till BWRX-300 modellen, detta eftersom riskökningsfaktorn för dessa bashändelsegrupper är mycket stor.

I den generiska modellen finns flera manuella ingrepp, men för BWRX-300 modellen har endast manuella ingrepp i extrem snö inkluderats. Om fler manuella ingrepp hade beaktats som felmoder i modellen BWRX-300 hade detta kunnat påverkat härdskadefrekvensen både på ett positivt och negativt vis. Exempelvis kan ICS initieras manuellt (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023), vilket ökar säkerheten. Den minskade topphändelsen i felträdet hade då även resulterat i en lägre härdskadefrekvens. Men en viktig aspekt som inte har inkluderats i modellen är att IC-bassängerna behöver fyllas på med vatten manuellt efter 7 dagars störning (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). Detta skulle kunna påverka resultaten och säkerheten och är något som skulle behöva undersökas vidare.

Även fast de manuella ingreppen inte har beaktats och en något konservativ analys har utförts, i form av förenklingar i modelleringen, visar resultaten tydligt att härdskadefrekvensen är lägre för BWRX-300. Detta skulle kunna vara en konsekvens av ett mindre beroende av manuella ingrepp. Detta överensstämmer med påståendet av Nayak, et al. (2008), att passiva system skulle resultera i ökad säkerhet som följd av mindre mänsklig påverkan.

Ytterligare en aspekt av manuella ingrep som inte tagits hänsyn till är multi-unit/multi-module aspekten. Detta är inget som undersökts i modelleringen, men skulle potentiellt kunna påverka PSA:n. Om flera moduler är sammankopplade och delar kontrollrum och personal kan detta påverka säkerheten och medföra att nu använda HRA-metoder inte är applicerbara (Björkman & Tyrväinen, 2021).

5.3 Vidare studier

Eftersom projektet har haft begränsad tid har flera områden identifierats där vidare studier kan genomföras. Påverkan av CCF:er för passiva system är ett potentiellt område. Eftersom det går att se att CCF:er mellan passiva komponenter, såsom värmeväxlare, har stor inverkan på härdskadefrekvensen bör detta undersökas ytterligare. Vidare studier av hur de passiva funktionerna såsom naturlig cirkulation och konvektion påverkas av CCF:er. Några metoder hur passiva funktioner ska hanteras i allmänhet har nämnts i rapporten men hur de ska analyseras och appliceras i praktiken behöver undersökas utförligare.

Andra områden som hade varit intressanta att undersöka vidare är multi-unit aspekter, fler inledande händelser samt att utföra en fullskalig PSA där även fler felmoder inkluderas (som nu har prioriterats bort i FMEA:n).

5.4 Samhällspåverkan, hållbar utveckling och etik

Som nämnt tidigare är kärnkraften en viktig del av Sveriges energisystem där den står för ca 30 % av den totala eltillförseln (Energimyndigheten, u.å.). Kärnkraften har stor potential (Energimyndigheten, 2022) och kan vara en viktig byggsten för att kunna ställa om till ett fossilfritt energisystem och främja hållbar utveckling. Vid ett ökat behov av energi ställs också mycket krav på säkerheten och det är då viktigt att de analyser som utförs, genomförs på ett tillförlitligt sätt och medför ett pålitligt resultat. Pålitliga säkerhetsanalyser är viktiga för att skydda mot utsläpp och spridning av joniserande strålning genom förebyggande och förhindrande av olyckor.

6. Slutsats

Detta examensarbete har fokuserat på SMR:en BWRX-300, dess egenskaper och hur probabilistiska säkerhetsanalyser kan appliceras. Om nybyggnation av kärnkraft sker i framtiden är det viktigt att kunna analysera risker och systemens säkerhet på ett tillförlitligt sätt.

Utmärkande tekniska egenskaper för BWRX-300 jämfört med en gnerisk BWR är främst dess användning av passiva säkerhetssystem för säkerhetsfunktionerna spädmatning, resteffektkylning och tryckavsäkring. En annan egenskap är att effekten är lägre och det då behövs fler moduler för att uppnå samma effekt. De egenskaper som påvisas i PSA-resultaten är att BWRX-300 har lägre härdskadefrekvens för samtliga undersökta störningar, jämfört med en generisk BWR. BWRX-300 anses även ha ett mycket gott skydd mot externa händelser där resultaten för extrem snö påvisar mycket låg härdskadefrekvens som ett resultat av mindre påverkan från manuella ingrepp.

Sedermera visar resultaten att en traditionell PSA-metodik enligt SSG-3 är möjlig för SMR tillämpningar, men att vissa metoder eventuellt behöver utvecklas. Dessa metoder är främst hanteringen av passiva komponenter och funktioner. Utifrån resultaten går det tydligt att se att passiva system påverkar PSA:n, där CCF mellan passiva komponenter exempelvis värmeväxlare, har en stor påverkan på resultatet. Specifikt vid den inledande händelsen matarvattenförlust är bidraget till härdskadefrekvensen mycket större än för den generiska BWR modellen. Både passiva system och CCF är områden inom SSG-3 som kan vara aktuella för utveckling.

I känslighetsanalysen som utförts går det att se att även de passiva funktionerna påverkar resultaten. I SSG-3 idag nämns passiva system men inte något djupare om hanteringen av de passiva funktionerna som drivs av fysikaliska fenomen. Vid en SMR-applicering bör hanteringen av passiva funktioner definieras tydligare.

7. Referenser

Assalub AB (2024). *Dysor.* https://assalub.se/produkter/dysor/ [2024-01-03]

Björkman, K. & Tyrväinen, T., (2021). *Managing multi-module issues in SMR PRA,* VTT Technical Research Centre of Finland.

Burgazzi, L. (2012). Reliability of Passive Systems in Nuclear Power Plants. *Nuclear Power - Practical Aspects, s.23-58*. doi:https://doi.org/10.5772/47862.

Di Maio, F., Pedroni, N., Tóth, B., Burgazzi, L. and Zio, E. (2021). Reliability Assessment of Passive Safety Systems for Nuclear Energy Applications: State-of-the-Art and Open Issues. *Energies*, 14(15), s.4688. doi:https://doi.org/10.3390/en14154688.

Energiforsk, (2023). *Svängmassa ny affärsmöjlighet för kärnkraften.* https://energiforsk.se/program/karnkraft-omvarld-och-teknik/nyheter/karnkraftens-roll-i-energisystemet/svangmassa-ny-affarsmojlighet-for-karnkraften/ [21-12-2023].

Energimyndigheten, (2022). *Sveriges elbehov kan dubblas redan till år 2035.* https://www.energimyndigheten.se/nyhetsarkiv/2022/vagen-mot-en-eldriven-framtid/ [21-12-2023].

Energimyndigheten, (u.å.). *Sveriges energisystem.* https://www.energimyndigheten.se/energisystemet/sveriges-energisystem/ [21-12-2023].

Eunseo, S. & Man , C. K., (2022). Application of Chernoff bound to passive system reliability evaluation for probebabilistiv safety assessment of nuclear power plants. *Nuclear Engineering and Technology*, 54(8), s. 2915-2923. doi:https://doi.org/10.1016/j.net.2022.03.011.

GE Hitachi Nuclear Energy , (2022). *Ontario Power Generation Inc. Darlington New Nuclear Project BWRX-300 Preliminary Safety Analysis Report.*

GE Hitachi Nuclear Energy, (2023). *BWRX-300 General Description. Revision E.*

GE Hitatchi Nuclear Energy, (2010). *ESBWR CERTIFICATION PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT,* GE-Hitatchi Nuclear Energy Americas LLC.

GE-Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC, (2021). *BWRX-300 Reactivity Control.*

GE-Hitatchi Nuclear Energy Americas, LLC, (2021). *Reactivity control.*

Hellström, P., (2006). *Hantering av CCF vid beräkningar i PSA och PSA-tillämpningar,* Sundbyberg: SKI. ISSN 1104-1374.

IAEA, (2009). *Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants,* Wien, Österrike. ISSN 1011–4289.

IAEA, (2010). *Development and Application of Level1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.* Wien, Österrike. ISBN 978–92–0–114509–3.

IAEA, (2019). *Status Report - BWRX-300 (GE Hitatchi and Hitachi GE Nuclear Energy ,* USA.

IAEA, (2020). *ADVANCES IN SMALL MODULAR REACTOR TECHNOLOGY DEVELOPMENTS,* Wien, Österrike.

KSU, (2013). *Huvudprocessen.* Kärnkraftssäkerhet och utbildning AB.

KSU, (2014). *Säkerhetsteknik.* Kärnkraftssäkerhet och Utbildning AB.

Lindberg, S., Johansson, G. & Nyman, R., (2008). *Erfarenheter från International Common Cause Failure Data Exchange-projektet (ICDE).* SKI Rapport 2008:32. ISSN:1104-1374

Liou, J., (2023). *What are Small Modular Reactors (SMRs)?*. https://www.iaea.org/newscenter/news/what-are-small-modular-reactors-smrs [14-09-2023].

Ma, Z. & Kvarfordt, K. J., (2022). *CCF Parameter Esimations, 2020 Update,* Idaho Falls: Idaho National Laboratory. INL/EXT-21-62940

Nayak, A. K., Chandrakar, A. & Gopika , V., (2014). A review: passive system reliability analysis – accomplishments and unresolved issues. *Frontiers in Energy Research,* 2. doi:https://doi.org/10.3389/fenrg.2014.00040

Nayak, A. K. , M.R. Gartia, A. Antony, G. Vinod & R.K. Sinha a, (2008). Passive system reliability analysis using the APSRA methodology. *Nuclear Engineering and Design 238*, s. 1430-1440. doi:10.1016/j.nucengdes.2007.11.005

NEA, (2021). Small Modular Reactors: Challenges and Opportunities. NEA No. 7560.

Olatubosun, S. A. & Smidth, C., (2022). Reliability analysis of passive systems: An overview, status and research expectations. *Progress in Nuclear Energy*,143, s.104057. doi:https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.104057.

Pershagen, B., (1986). *Lättvattenreaktorers säkerhet,* Stockholm: Energiforskningsnämnden. Efn-rapport nr. 20. ISBN 91-38-09244-1

RiskSpectrum AB, (2022). *RiskSpectrum Analysis Tools - Theory manual ,version 3.5.6.* Solna: RiskSpectrum AB.

Riskspectrum, (2023). *Software* https://www.riskspectrum.com/riskspectrum-psa [20-12-2023]

SKI, (2003). *Metodutveckling - PSA Tillsynshandbok Jämförelse med en modern PSA-studie,* Stockholm: SKI. SKI rapport 2003:48. ISSN 1104-1374

SMR Regulating Forum, (2019). *Small Modular Reactors Regulators' Forum: Design and Safety Analysis Working Group Report on Multi-unit/Multi-module aspects specific to SMRs.*

SMR regulators forum, (2021). *Small Modular Reactors Regulators' Forum Working Group on Design and Safety Analysis Phase 2 REPORT.*

So, E. & Kim, M. C., (2022). Application of Chernoff bound to passive system reliability evaluation for probebabilistiv safety assessment of nuclear power plants. *Nuclear Engineering and Technology*, 54(8), s. 2915-2923. DOI:10.1016/j.net.2022.03.011

SSM, (2022). *Kärnsäkerhet i Känkraftverk.* https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/omraden/karnkraft/det-har-inspekterar-och-granskar-vi/karnsakerhet-i-karnkraftverk/ [08-09-2023].

Stamatelatos, D. M., (2002). *Probabilistic Risk Assessment Procedures Guide for NASA Managers and Practicioners,* NASA Office of Safety and Mission Assurance. NASA/SP-2011-3421

U.S. Department of Energy, (2020). *SOURCE TERM REDUCTION FOR ADVANCED AND SMALL MODULAR BOILING WATER REACTORS,* U.S. Department of Energy. PT-PR-19-021

Vattenfall AB, (u.å.). *Forsmarks produktion och driftläge.* https://group.vattenfall.com/se/var-verksamhet/forsmark/produktion [22-12-2023].

Zio, E. & Pedroni, N., (2009). Building confidence in the reliability assessment of thermal-hydraulic passive systems. *Reliability Engineering & System Safety*, 94(2), s. 268-281. https://doi.org/10.1016/j.ress.2008.03.006

Bilagor

Bilaga 1, CCF beräkningar

α-värden för CCF för ICCV behövde omvandlas enligt ekvationerna nedan, eftersom ICS i ESBWR hade fyra stråk (GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010) och ICS i BWRX-300 hade tre stråk (GE Hitachi Nuclear Energy, 2023). De fyra α-värden för ESBWR anges som $\alpha 4_4$, $\alpha 3_4$, $\alpha 2_4$ och $\alpha 1_4$ i ekvationerna och de önskade värdena för BWRX-300 anges som $\alpha 3_3$, $\alpha 2_3$ och $\alpha 1_3$. De använda ekvationerna är tillhandahållna av projektägaren.

$$\alpha 3_3 = \frac{\alpha 4_4 + \frac{1}{4}\alpha 3_4}{\alpha 4_4 + \alpha 3_4 + \alpha 2_4 + \frac{3}{4}\alpha 1_4}$$

$$\alpha 2_3 = \frac{\frac{3}{4}\alpha 3_4 + \frac{1}{2}\alpha 2_4}{\alpha 4_4 + \alpha 3_4 + \alpha 2_4 + \frac{3}{4}\alpha 1_4}$$

$$\alpha 1_3 = \frac{\frac{1}{2}\alpha 2_4 + \frac{3}{4}\alpha 1_4}{\alpha 4_4 + \alpha 3_4 + \alpha 2_4 + \frac{3}{4}\alpha 1_4}$$

Tabell A 1:α-värden för olika bashändelser införda i RiskSpectrum (RS).

ID	$\alpha 3_3$	$\alpha 2_3$	$\alpha 1_3$	Källa
*ICS_ICCV_OSS_LOOP**	7,24E-03	8,9E-03	Används ej i RS	Omräknat enligt metod ovan
*ICS_ICCV_UÖM_LOOP**	7,24E-03	8,9E-03	Används ej i RS	Omräknat enligt metod ovan
*ICS_ICCV_UÖS_LOOP**	7,24E-03	8,9E-03	Används ej i RS	Omräknat enligt metod ovan
*ICS_HX_UKL_LOOP**	5,2E-03	1,59E-03	Används ej i RS	(Ma & Kvarfordt, 2022)
*PCCS_LX_I**	5,2E-03	1,59E-03	Används ej i RS	(Ma & Kvarfordt, 2022)

Bilaga 2, RIF för Generisk Modell

Tabell A 2: Tabell som visar sammanställningen av RIF-värden för bashändelsegruppen för aktiva komponenter i den generiska modellen.

Bashändelsegrupp	ALOCA	EXT_SNOW	LMFW	LOOP	TRANS
GE aktiva	4,33E+03	4,98E+02	3,25E+05	9,48E+05	3,24E+08

Bilaga 3, RIF för BWRX-300

Tabell A 3: Tabell som visar sammanställningen av RIF-värden för olika bashändelsegrupper för BWRX-300.

Bashändelsegrupp	ALOCA	EXT_SNOW	LMFW	LOOP	TRANS
ICS	2,10E+05	5,12E+05	5,25E+05	5,24E+05	4,76E+05
ICS Passiva Komp	2,10E+05	5,12E+05	5,25E+05	5,24E+05	4,76E+05
ICS Aktiva Komp	2,10E+05	5,12E+05	5,25E+05	5,24E+05	4,76E+05
PCCS	2,10E+05				
PCCS Passiva Funk	2,10E+05				
PCCS Passiva komp	2,10E+05				
GE Aktiva		1,13E+01		8,79E+06	1,46E+09

Bilaga 4, Datakällor

I detta kapitel visas tabeller med felintensiteter och källor för ICS och PCCS.

Tabell A 4: I denna tabell syns bashändelser i ICS och vilken felintensitet de hade i Riskspectrum samt vilken beräkningsmodell som användes. I kolumnen längst till höger anges källan som värdet är taget ifrån, där GE= Generisk reaktormodell. '' efter en bashändelse anger att dessa bashändelser finns i stråk A-C som olika bashändelser.*

ICS Bashändelser	Beskrivning	Felintensitet	Modell	Källa
ICS_CONVECTION_LOOP*	Fel i konvektion	1,00E-07	probability	Uppskattning
ICS_HX_UKL_LOOP*	fel i kylning pga läckage	1,20E-04	repairable	GE
ICS_ICCV_OSS_LOOP*	obefogad stängning pga signalfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
ICS_ICCV_UÖM_LOOP*	utebliven öppning pga mek fel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
ICS_ICCV_UÖS_LOOP*	utebliven öppning pga signalfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
ICS_NAT_CIRC_LOOP*	fel i naturlig cirkulation	1,00E-07	probability	Uppskattning
RIV_OS_LOWER1*	obefogad stängning pga mekfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
RIV_OS_LOWER2*	obefogad stängning pga mekfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
RIV_OS_UPPER1*	obefogad stängning pga mekfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
RIV_OS_UPPER2*	obefogad stängning pga mekfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
RIV_US_LOWER1*	utebliven stängning pga signalfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
RIV_US_LOWER2*	utebliven stängning pga signalfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
RIV_US_UPPER1*	utebliven stängning pga signalfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)
RIV_US_UPPER2*	utebliven stängning pga signalfel	2,40E-06	probability	(GE Hitatchi Nuclear Energy, 2010)

Tabell A 5: I denna tabell syns bashändelser i PCCS och vilken felintensitet de hade i Riskspectrum samt vilken beräkningsmodell som användes. I kolumnen längst till höger anges källan som värdet är taget ifrån, där GE= Generisk reaktormodell. '' efter en bashändelse anger att dessa bashändelser finns i stråk A-C som olika bashändelser.*

PCCS Bashändelser	Beskrivning	Felintensitet	Model	Källa
PCCS_CONVECTION	Fel i konvektion	1,00E-07	probability	Uppskattning
PCCS_NAT_CIRC	fel i naturlig cirkulation	1,00E-07	probability	Uppskattning
PCCS_LX_I*	fel i kylning pga läckage	1,20E-04	repairable	GE