



Strålsäkerhetsmyndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Utredningsrapport

Datum: 2024-12-18

Diarienum: SSM2023-3711

Dokumentnr: SSM2023-3711-11

Process: 3.1

Handläggare: Jan Johansson

Arbetsgrupp: Anna Maria Blixt Buhr, Patrick Isaksson, Per Hellström och Jan Johansson

Samråd: Catarina Danestig Sjögren, Johan Friberg och Erik Höglund

Godkänt av: Michael Knochenhauer

Utredningsrapport - Radiologiska acceptanskriterier för nya kärnkraftsreaktorer

Sammanfattning

Syftet med utredningen är att ta fram förslag på radiologiska acceptanskriterier avseende konsekvenser för allmänheten som underlag till reglering av värderingar med deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 för nya kärnkraftsreaktorer av lättvattentyp och, om möjligt, andra reaktortekniker. Förslagen ska i så stor utsträckning som möjligt följa internationell praxis.

I utredningen föreslås, med utgångspunkt i standarder från IAEA och rapporter från WENRA, kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier avseende konsekvenser för allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 för nya kärnkraftsreaktorer. De föreslagna radiologiska acceptanskriterierna anger en högsta nivå av radiologiska konsekvenser för allmänheten som kan accepteras vid värdering med deterministiska metoder av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten hos en ny kärnkraftsreaktors konstruktion, där värderingarna genomförs enligt de tillvägagångssätt som IAEA och WENRA rekommenderar. De föreslagna kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterierna är teknikneutrala.

I utredningen föreslås vidare vissa förutsättningar för beräkning av källtermer liksom radiologiska omgivningskonsekvenser i form av stråldoser och aktivitetskoncentrationer i livsmedel.



1	Inledning	3
1.1	Bakgrund.....	3
1.2	Syfte	3
1.3	Omfattning och inriktning.....	3
1.4	Metod och underlag.....	4
2	Syftet med radiologiska acceptanskriterier	4
2.1	Underlag från IAEA	4
2.2	Underlag från WENRA	6
2.3	Diskussion.....	6
2.4	Utredningens slutsats.....	7
3	Utgångspunkter för radiologiska acceptanskriterier	7
3.1	Radiologiska acceptanskriterier som stråldoser, aktivitetsnivåer eller aktivitetskoncentrationer i livsmedel för händelseklass H3-H5.....	7
3.2	Radiologiska acceptanskriterier för sköldkörteldos.....	11
3.3	Radiologiska acceptanskriterier och antal anläggningar inom samma förlägningsplats	13
4	Historik och internationell jämförelse	15
4.1	Inledning.....	15
4.2	Historik	16
4.3	Internationell jämförelse	17
4.4	Slutsatser av jämförelsen	18
5	Förslag på radiologiska acceptanskriterier avseende konsekvenser för allmänheten....	19
5.1	Inledning.....	19
5.2	Underlag från IAEA	20
5.3	Underlag från WENRA	25
5.4	Utredningens förslag på mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten .	29
5.5	Utredningens förslag på radiologiska acceptanskriterier för allmänheten	29
6	Beräkning av källtermer, stråldoser, och aktivitetskoncentrationer i livsmedel	33
6.1	Generella förutsättningar	33
6.2	Förutsättningar för beräkning av källtermer.....	35
6.3	Förutsättningar och metodik för beräkning av stråldoser.....	37
6.4	Förutsättningar och metodik för beräkning av aktivitetskoncentrationer i livsmedel	40
7	Underlag till reglering	41
7.1	Underlag.....	41
7.2	Utredningens förslag	42
8	Möjlighet till olika radiologiska acceptanskriterier för allmänheten beroende på storlek och placering av en kärnkraftsreaktor.....	43
9	Behov av vidare utredning	44
10	Sammanfattning av utredningens förslag.....	45
Referenser	45	
Bilagor	48	



1 Inledning

1.1 Bakgrund

I IAEA GSR Part 4 (Rev. 1) och IAEA SSR-2/1 (Rev. 1) finns krav på att kriterier för värdering av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska definieras [1] [2].

I föreskriften för konstruktion av kärnkraftsreaktorer (SSMFS 2021:4) anges bl.a. kvalitativa acceptanskriterier för de grundläggande funktionerna avseende utsläpp av radioaktiva ämnen till kärnkraftsreaktorns omgivning för befintliga kärnkraftsreaktorer [3]. I föreskriften för värdering och redovisning av strålsäkerhet (SSMFS 2021:5) anges kvantitativa acceptanskriterier avseende radiologiska konsekvenser för allmänheten för befintliga kärnkraftsreaktorer [4]. Det framgår att motsvarande kriterier för nya kärnkraftsreaktorer kommer att föras in genom en föreskriftsändring.

Under framtagandet av föreskrifterna genomfördes en utredning där radiologiska acceptanskriterier avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H4A/B, men inte H5, föreslogs för nya kärnkraftsreaktorer [5]. Efter att denna utredning publicerades har frågor av principiell karaktär som bedömdes kräva ytterligare utredning kommit fram. Mot denna bakgrund beslutades att en ny utredning skulle genomföras. Ett utredningsdirektiv godkändes den 27 augusti 2023 [6].

1.2 Syfte

Syftet med utredningen är att ta fram förslag på radiologiska acceptanskriterier avseende konsekvenser för allmänheten som underlag till reglering av värderingar med deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 för nya kärnkraftsreaktorer.

Förslagen ska i så stor utsträckning som möjligt följa internationell praxis. Förslagen på radiologiska acceptanskriterier ska omfatta lättvattenreaktorer och, om möjligt, andra reaktortekniker.

1.3 Omfattning och inriktning

1.3.1 Omfattning

Utredningen omfattar tio delmoment som beskrivs utförligt i utredningsplanen [7]. Se Tabell 1 för en översikt.

Tabell 1. Delmoment i utredningen.

Nr	Delmoment
1	Identifiera styrande och stödjande dokument
2	Definiera syftet med radiologiska acceptanskriterier
3	Genomför en internationell jämförelse samt en sammanställning av historiken
4	Ta fram förslag på mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten
5	Ta fram förslag på radiologiska acceptanskriterier för allmänheten uttryckta i stråldos samt förutsättningar och metodik för beräkning av sådana stråldoser
6	Utred och ta eventuellt fram förslag på radiologiska acceptanskriterier för allmänheten uttryckta i aktivitetsnivå, inklusive förutsättningar och metodik för beräkning sådana aktivitetsnivåer
7	Värdera om det finns behov av justeringar i SSMFS 2021:4 och SSMFS 2021:5 för att kunna införa utredningens förslag
8	Värdera behov av krav på metodik vid framtagning av källterm
9	Utvärdera om radiologiska acceptanskriterier för allmänheten bör anges som stråldoser eller aktivitetsnivåer för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5
10	Ta fram en utredningsrapport



1.3.2 Avgränsningar

Föreskriftstext samt detaljerade (härledda) tekniska acceptanskriterier som kopplar till integriteten hos barriärer mot utsläpp av radioaktivt material (t.ex. bränslekuts, bränslekapsling, reaktorns tryckbärande primärsystem och reaktorinneslutning) ska inte tas fram inom ramen för utredningen. De sistnämnda förväntas tas fram av tillståndshavarna själva i enlighet med 3 kap. 9 § SSMFS 2021:5 [4]. Ytterligare avgränsningar för utredningen är att radiologiska acceptanskriterier inte ska tas fram för arbetstagare eller miljön, för händelser och förhållanden inom förväntad drift eller för övriga kärntekniska anläggningar. Radiologiska acceptanskriterier för händelser och förhållanden inom förväntad drift behandlas i utredning SSM2024-9616.

1.4 Metod och underlag

Utredningen har genomförts på uppdrag av chefen för avdelningen Normering och kunskapsutveckling enligt Strålsäkerhetsmyndighetens process "Säkerställa kunskap och kompetens - Utredda". En arbetsgrupp med medarbetare från enheterna Utveckling av beredskap (B-UB), Reaktoranalys och strukturintegritet (N-RS) och Systemteknik (N-ST) har utfört arbetet. Utredningen har haft en styrgrupp med chefen för avdelningen för Normering och kunskapsförsörjning (N) samt cheferna för enheterna Utveckling av beredskap (B-UB), Reaktoranalys och strukturintegritet (N-RS), Nationell normering (N-NN), Systemteknik (N-ST), och Tillståndsprövning kärnreaktorer (B-KR). Under arbetets gång har berörda enheter på Strålsäkerhetsmyndigheten och externa intressenter getts tillfälle att lämna synpunkter. Möten med den finska myndigheten Strålsäkerhetscentralen (STUK) har också genomförts i syfte att verka för en harmoniserad reglering avseende nya kärnkraftsreaktorer i Sverige och Finland. Dessutom har möten med den franska myndigheten ASN genomförts i syfte att diskutera tolkningar av IAEA:s standarder och ställningstaganden från WENRA. Den slutgiltiga utredningsrapporten har skickats på samråd till avdelningarna Normering och kunskapsutveckling, Tillsyn samt Beredskap och tillståndsprövning.

Utredningens förslag utgår dels från styrande och stödjande dokument och dels från en internationell jämförelse. Exempel på styrande dokument är lagar, förordningar och *Safety Requirements* från IAEA. Exempel på stödjande dokument är *Safety Guides* från IAEA, rapporter från WENRA och publikationer från ICRP.

2 Syftet med radiologiska acceptanskriterier

2.1 Underlag från IAEA

2.1.1 Safety assessment

Den som ansvarar för en anläggning som ger upphov till strålningsrisker¹ (eng. *radiation risks*) ska, innan verksamheten vid en anläggning påbörjas, bl.a. genomföra en *safety assessment* [8]. Denna ska beakta alla strålningsrisker vid *normal operation* samt från *anticipated operational occurrences* och *accident conditions* [1]. Möjliga strålningsrisker förknippade med anläggningen ska identifieras och värderas [1]. Detta inkluderar nivåer och sannolikhet för exponering av arbetstagare och allmänhet samt möjliga utsläpp av radioaktivt material till omgivningen som förknippas med *anticipated operational occurrences* eller med *accidents* och som leder till att

¹ Med "strålningsrisker" avses IAEA skadliga hälsoeffekter från exponering för joniserande strålning (inklusive sannolikheten att sådana effekter uppkommer) samt alla andra säkerhetsrelaterade risker (inklusive risker för miljön) som kan uppkomma som en direkt följd av a) exponering för joniserande strålning, b) närvaro av radioaktivt material (inklusive radioaktivt avfall) eller dess utsläpp till omgivningen, c) förlust av kontroll över en reaktorhård, nukleär kedjereaktion, strålkälla eller någon annan källa till joniserande strålning [37].



kontrollen över en kärnreaktorhård, kedjereaktion, strålkälla eller annan källa till strålning förloras [1].

Syftet med en *safety assessment* är att visa om en lämplig nivå av säkerhet har uppnåtts för en anläggning samt om grundläggande säkerhetsmål och säkerhetskriterier (eng. *safety criteria*²) framtagna av tillverkaren, tillståndshavaren och ansvariga reglerande myndigheter har uppfyllts [1]. Resultatet av en *safety assessment* ska användas för att bestämma lämpliga säkerhetsrelaterade förbättringar i konstruktionen av anläggningen [1].

2.1.2 Safety analysis

En *safety assessment* ska inkludera en *safety analysis*³ som genomförs med en omfattning och detaljeringsgrad som står i proportion till nivån av strålningsrisker som förknippas med anläggningen, frekvensen för händelser som inkluderas i analysen, komplexiteten hos anläggningen samt de inneboende osäkerheterna i analysen [1]. En *safety analysis* för *accidents* ska också göras för beredskapssyften. En *safety analysis* består av en uppsättning kvantitativa analyser som utförs med hjälp av både deterministiska och probabilistiska metoder [1].

Syftet med deterministisk *safety analysis* är att specificera och tillämpa en uppsättning deterministiska regler och krav för konstruktionen och driften av kärnkraftsreaktorer [1]. När dessa regler och krav uppfylls förväntas de, med en hög nivå av säkerhet, innebära att nivån på strålningsrisker till allmänheten och till arbetstagare som anläggningen ger upphov till är acceptabel. Konservatismen i den deterministiska analysen kompenserar för osäkerheter genom att ge en tillräcklig säkerhetsmarginal [1]. Se vidare avsnitt 6.1 angående vilka alternativ för *safety analysis* som IAEA anser är konservativa. Genom att visa att fastställda acceptanskriterier kan innehållas, ska deterministisk *safety analysis* demonstrera lämpligheten av den tekniska konstruktionen, i kombination med förutsedda åtgärder från operatören [9].

2.1.3 Radiologiska acceptanskriterier för deterministisk *safety analysis*

Kriterier för värdering av säkerheten, tillräckliga för att möta det fundamentala säkerhetsmålet och tillämpa de grundläggande säkerhetsprinciperna fastställda i IAEA SF-1⁴ liksom krav från tillverkaren, tillståndshavaren och ansvariga reglerande myndigheter ska definieras för *safety analysis* [1]. Dessutom kan detaljerade kriterier som bidrar till att bedöma uppfyllnad av högnivåmålen, principerna och kraven utvecklas [1].

Acceptanskriterier används i deterministisk *safety analysis* för att bidra till värderingen av om analysresultaten är acceptabla i demonstrationen av säkerheten för kärnkraftsreaktorer [9]. Acceptanskriterierna kan uttryckas i generella kvalitativa termer eller som kvantitativa gränser [9]. Tre kategorier av kriterier kan identifieras: Säkerhetskriterier, konstruktionskriterier och operatörskriterier [9]. Acceptanskriterier i form av säkerhetskriterier bör fastställas på två nivåer [9]. Den första nivån är högnivå (radiologiska) kriterier som relaterar till radiologiska konsekvenser av olika *plant states* (radiologiska acceptanskriterier) [9]. Dessa uttrycks normalt som aktivitetsnivåer eller stråldoser och fastställs normalt i lag eller av ansvariga reglerande myndigheter [9]. Den andra nivån är detaljerade (härledda) tekniska kriterier, som relaterar till integriteten hos barriärer mot utsläpp av radioaktivt material (t.ex. bränslekuts, bränslekapsling,

² Med *safety criteria* avser IAEA kriterier som kopplar antingen direkt till radiologiska konsekvenser av *operational states* eller *accident conditions* eller till integriteten hos barriärer mot radioaktiva utsläpp, med vederbörlig hänsyn till upprätthållande av säkerhetsfunktioner [9].

³ Med *safety analysis* avser IAEA utvärdering av potentiella faror förknippade med driften av en anläggning [37].

⁴ Det fundamentala säkerhetsmålet är att skydda människor och miljön från skadliga effekter av joniserande strålning. Detta mål ska uppnås utan att i onödan begränsa driften av anläggningar eller utförandet av aktiviteter som ger upphov till strålningsrisker [66].



reaktorns tryckbärande primärsystem och reaktorinneslutning) [9]. Enligt IAEA anges dessa normalt i föreskrifter eller föreslås av konstruktören för godkännande av ansvarig myndighet och används i demonstrationen av säkerheten [9].

2.2 Underlag från WENRA

WENRA anger *safety objectives* för nya kärnkraftsreaktorer [10]. *Safety objectives* är kvalitativt formulerade för att driva på konstruktionsförbättringar i syfte att uppnå en högre säkerhetsnivå jämfört med befintliga kärnkraftsreaktorer [10]. Detta ska åstadkommas på två sätt, dels genom att lärdomar från befintliga kärnkraftsreaktorer beaktas, och dels genom innovativa konstruktionslösningar som endast kan realiseras om de beaktas i konstruktionsfasen [10]. Vissa förhållanden som betraktas som *beyond design* för befintliga kärnkraftsreaktorer, t.ex. multipla fel och härdsmltor, ska dessutom enligt WENRA betraktas som *design basis* för nya kärnkraftsreaktorer [10]. I synnerhet ska inneslutningen konstrueras för att även i långtidsförlopp klara olyckor med härdsmlta [10].

WENRA anger inte kvantitativa kriterier. WENRA menar att kvantitativa kriterier i första hand är användbara för att identifiera säkerhetsförbättringar, snarare än att de används som fristående acceptanskriterier [10]. WENRA pekar på att innehållande av ett numeriskt värde inte med nödvändighet är tillräckligt för att visa att ett *safety objective* uppnås [11]. WENRA pekar också på att kvantitativa kriterier måste anges tillsammans med t.ex. analysförutsättningar [11]. En svårighet avseende kvantitativa kriterier som WENRA lyfter fram är att kriterier för skyddsåtgärder inte är helt harmoniserade inom EU [11].

WENRA anger dock förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser kopplade till *safety objectives* för *associated plant conditions accidents without core melt* och *accidents with core melt* [11]. Förväntningarna uttrycks som kvalitativa kriterier avseende maximalt behov av skyddsåtgärder på olika avstånd från anläggningen [11]. De kvalitativa kriterierna kan med stöd av rapporter från WENRA användas som en inriktning till kvantitativa radiologiska acceptanskriterier.

2.3 Diskussion

En rimlig tolkning av syftet med radiologiska acceptanskriterier enligt IAEA är att de utgör en högsta nivå av radiologiska konsekvenser som kan accepteras för olika *plant states* vid värdering med deterministiska metoder av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten för en kärnkraftsreaktor, där värderingarna genomförs i enlighet med krav och rekommendationer i IAEA:s standarder.

WENRA:s iakttagelse att efterlevnad av ett numeriskt värde inte med nödvändighet är tillräckligt för att visa att ett *safety objective* uppnås förefaller rimlig. WENRA:s *safety objectives* uttrycker en strävan och det kan vara så att ytterligare åtgärder för att öka säkerheten kan vara motiverade, trots att det kan visas i värderingen med deterministiska metoder att ett numeriskt värde kan innehållas. De övriga förbehållen att ta fram kvantitativa radiologiska acceptanskriterier som WENRA tar upp, dvs. behov av att ange analysförutsättningar och att kriterier för skyddsåtgärder inte är helt harmoniserade inom EU, måste dock i något skede lösas. I nationell kravställning behöver det därför anges vilka analysförutsättningar som ska gälla, vilka kriterier för olika skyddsåtgärder som ska tillämpas och på vilka avstånd som det ska visas att kriterier för olika skyddsåtgärder inte överskrids.

Vilka radiologiska acceptanskriterier som är lämpliga beror på de tillvägagångssätt som tillämpas i värderingar med deterministiska metoder. Om mer konservativa tillvägagångssätt tillämpas, kan de radiologiska acceptanskriterierna sättas högre. En nackdel med ett sådant förhållningssätt är att det blir svårare att se vad som ska uppnås och därmed att fastställa radiologiska acceptanskriterier.



2.4 Utredningens slutsats

Syftet med radiologiska acceptanskriterier för allmänheten är att ange en högsta nivå av radiologiska konsekvenser för allmänheten som kan accepteras vid värderingar med deterministiska metoder av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten hos en kärnkraftsreaktors konstruktion. För att syftet ska uppnås behöver tillvägagångssättet för värderingar med deterministiska metoder vara anpassat till valet av radiologiska acceptanskriterier.

I denna utredning föreslås radiologiska acceptanskriterier som kopplar till den begränsning av möjliga radiologiska omgivningskonsekvenser som eftersträvas enligt krav och rekommendationer från IAEA och WENRA. För att detta ska leda till önskat resultat behöver värderingarna med deterministiska metoder följa de krav och rekommendationer som IAEA och WENRA anger avseende tillvägagångssätt⁵. För att åstadkomma en tydlig kravbild bör vidare både kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier tas fram på nationell nivå.

Om radiologiska acceptanskriterier för allmänheten inte kan innehållas, måste konstruktionen ses över och ändras på så vis att det kan visas i värderingar med deterministiska metoder att de radiologiska acceptanskriterierna innehålls. När det gäller kravbilden för värderingar är det vidare inte tillräckligt att endast visa att radiologiska acceptanskriterier för allmänheten kan innehållas. Det måste också visas att radiologiska konsekvenser för allmänheten kan begränsas så långt som det är möjligt och rimligt [3].

3 Utgångspunkter för radiologiska acceptanskriterier

3.1 Radiologiska acceptanskriterier som stråldoser, aktivitetsnivåer eller aktivitetskoncentrationer i livsmedel för händelseklass H2-H5

3.1.1 Underlag

Följande avsnitt diskuterar fördelar, nackdelar och implikationer av att använda aktivitetsnivåer, aktivitetskoncentrationer i livsmedel eller stråldoser, eller en kombination av dessa, som radiologiska acceptanskriterier i händelseklass H2-H5.

Tillämpningen av aktivitetsnivåer innebär att tillståndshavaren ska redovisa aktivitetsnivåer i form av en källterm till omgivningen med utvalda radionuklider där varje utvald nuklid har en fastställd maximal aktivitetsnivå. Maxnivåerna bestäms av reglerande myndighet och baseras på en stråldos som bedöms vara acceptabel för den situation som kriteriet avser. Från stråldosen och gränsvärden för aktivitetskoncentrationer i livsmedel härleds den källterm som stråldosen grundas på och källtermen i sin tur ligger till grund för aktivitetsnivåerna. Myndigheten väljer således beräkningsförutsättningar för den atmosfäriska spridningen, antaganden om exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken, överföring till livsmedel och intag.

Radiologiska acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivåer lämpar sig särskilt för situationer där stråldosberäkningarna är behäftade med stora osäkerheter, vilket kan vara fallet för stråldosberäkningar under exempelvis lång tid som födointag vid markkontaminering eller transport av radionuklider i komplicerade ekosystem (utsläppskriterier tillämpas ofta i miljöskyddssammanhang). Utmärkande för radiologiska acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivåer är också att de inte är lägesberoende, eftersom väder- och platsförhållanden inte inkluderas i beräkningsstegen för den externa källtermen. Lägesberoendet kan underlätta tekniska utvärderingar av kärnkraftsreaktor för myndigheten, då de resultat som presenteras av en

⁵ Det innebär i praktiken att värderingarna med deterministiska metoder behöver genomföras enligt anvisningar i IAEA SSG-2 (Rev. 1) för att syftet med radiologiska acceptanskriterier ska uppnås.



tillståndshavare eller leverantör enbart härrör från processer och förhållande som kopplar till källtermen i reaktoransläggningen och inte inkluderar spridnings- och dosberäkningar. Det förutsätter dock att myndigheten till grund för radiologiska acceptanskriterier, uttryckta som aktivitetsnivåer, gör en egen transparent, robust och generisk spridnings- och dosberäkning som representerar en godtycklig plats i Sverige.

Historiskt har aktivitetsnivåer använts som radiologiska acceptanskriterier i svensk reglering. I regeringsbesluten från 1986 uttrycktes kriterier i aktivitetsnivå för cesium-134 och cesium-137 i syfte att definiera kraven på de filteranordningar som installerades 1988 [12]. Regeringsbesluten var formulerade som:

...

- Samma grundläggande krav vad avser maximal mängd utsläppta radioaktiva ämnen skall gälla vid alla reaktorer oberoende av läge och effekt
- Markbeläggning som långvarigt förhindrar utnyttjande av större markområden bör förhindras
- Dödsfall i akut strålsjuka skall inte förekomma.

Kraven kan anses uppfyllda om ett utsläpp begränsas till maximalt 0,1% av härdinnehållet av cesiumisotoperna 134 och 137 i en reaktorhård av 1800 MW termisk effekt förutsatt att övriga nuklider av betydelse ur markanvändningssynpunkt avskiljs i motsvarande proportion som cesium. En observation är att lägesoberoendet uttrycks explicit i regeringsbeslutet. Vid kartläggning av bakgrunden till ”0,1%-kravet” [13] framgick att *”det blev tidigt klart att de formella kraven måste grundas på källtermer för att inte blanda in svårhanterliga diskussioner om väder och vind, m.m. vilket ju skulle behöva beaktas vid dosbaserade krav”*.

Regeringsbeslutet avsåg ett specifikt tekniskt system som, vilket nämnts ovan, skulle vara oberoende av platsval och i bakgrundsmaterialet till beslutet framgår att aktivitetsnivån som anges i beslutet bygger på en stråldos från en markbeläggning som bedömts vara acceptabel [14]. Det kan dock konstateras att platserna för de befintliga kärnkraftverken är förhållandevis lika och var kända då kraven infördes. Enligt regeringsbeslutet leder kraven på urtvättningen av markkontaminerande nuklider i filteranordningen även till att utsläpp av jod begränsas i en omfattning som förhindrar dödsfall på grund av akut strålsjuka och således även begränsar de kortsiktiga konsekvenserna. Det har inom ramen för utredningen inte gått att hitta dokumentation kring beräkningen av aktivitetsnivåerna som låg till grund för beslutet.

Utöver regeringsbeslutet från 1986 har Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) via ett beslut från år 2009 även angett radiologiska acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivåer för händelseklasserna H2-H4. Beslutet refererar till regeringsbeslutet från 1986 och rör också radionukliderna cesium-134 och cesium-137. I SSM-beslutet anges magnituden på aktivitetsnivån för H4 vara en dekad lägre än motsvarande nivå för H5 (dvs. regeringsbeslutet), för H3 är aktivitetsnivån en dekad lägre än motsvarande för H4 och på motsvarande sätt för H2-händelser. Både regerings- och SSM-besluten har upphävts och motsvarande radiologiska acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivåer för befintliga reaktorer har istället arbetats in i SSMFS2021:5 [4]. Det har i föreliggande utredning inte gått att identifiera motiv till att aktivitetsnivåerna infördes och vad de förväntades leda till.

En svårighet med radiologiska acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivåer är att bestämma nyckelnuklider som får representera kriteriet. Eftersom radiologiska acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivåer härleds från stråldos respektive gränsvärden i livsmedel bedöms urvalet av nuklider dock vara möjlig att hantera för lättvattenreaktorer i det beräkningssteg som görs från stråldos respektive gränsvärden i livsmedel till aktivitetsnivåer, där representativa nuklider kan identifieras. För andra reaktortyper kan andra nuklider tillkomma eller dominera, vilket begränsar möjligheterna att utan bättre kännedom om dessa konstruktioner härleda aktivitetsnivåer.



En nackdel med aktivitetsnivåer är att de blir konservativa. Konservatismen i aktivitetsnivåerna följer av att kriterierna ska ta höjd för en godtycklig konstruktion på generisk plats där väder- och levnadsförhållanden beräknas för den plats som ger störst konsekvenser med avseende på väder- och omgivningsförhållanden. Vidare kommer antaganden i beräkningen av aktivitetsnivåer ta höjd för den kombination av utsläppshöjd, termiskt innehåll i utsläppet, utsläppsförlopp och jordformer som ger störst konsekvenser.

SSM har inte kunnat identifiera något annat land som i regleringen använder radiologiska acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivåer för värderingar med deterministiska metoder. För motsvarande händelseklass H5 saknas i de flesta länder radiologiska acceptanskriterier för värderingar med deterministiska metoder. I de fall det finns acceptanskriterier för *design extension condition with core melt* (DEC-B) är det typiskt sett en utsläppsnivå för cesium-137, Cs-137, och kopplat till PSA nivå-2 krav.

För värdering av långsiktiga konsekvenser finns även alternativet aktivitetskoncentrationer i livsmedel som har vissa fördelar i förhållande till stråldos respektive aktivitetsnivå. Aktivitetskoncentrationer i livsmedel inkluderar spridningsberäkningar som utförs av den som söker tillstånd. Det skulle innebära att de konservatismen som inkluderas i acceptanskriterier uttryckta som aktivitetsnivå kan undvikas och att koncentrationerna bättre beskriver förutsättningarna i den aktuella ansökan. Samtidigt kan de stora osäkerheter som ingår i ett acceptanskriterium uttryckt som total effektiv dos undvikas då stora osäkerheter finns i överföringsfaktorerna från aktivitetskoncentrationer i livsmedel till stråldos för individen. Om aktivitetskoncentrationerna i livsmedel dessutom jämförs med EU:s vilande förordning [15] undviks också problemet med att bestämma representativ person och årligt intag av olika livsmedel. För en komplett bild av de långsiktiga konsekvenserna kombineras aktivitetskoncentration med stråldosberäkning från exponering av radioaktiva ämnen på marken. Dosbidraget från exponering av radioaktiva ämnen på marken bedöms kunna genomföras med etablerade metoder och hanterbara osäkerheter.

Att uttrycka radiologiska acceptanskriterier som stråldos är det vanligaste förekommande sättet och enkelt att kommunicera till olika intressenter, se vidare bilaga 1. För de kortsiktiga effekterna finns en väl etablerad beräkningsmetodik för att uppskatta stråldoser samt på lång sikt även stråldos som uppkommer på grund av markbeläggning. Stråldoser är teknikneutrala, men inte lägesoberoende eftersom den sökande utgår från betingelserna vid en specifik plats. Till nackdelarna hör de betydande osäkerheter som finns vid uppskattning av stråldos vid intag av livsmedel.

I Tabell 2 presenteras överväganden att beakta vid tillämpning av radiologiska acceptanskriterier.



Tabell 2. Sammanställning av överväganden vid tillämpning av radiologiska acceptanskriterier uttryckta som stråldoser, aktivitetskoncentrationer i livsmedel och aktivitetsnivåer i utsläpp.

Typ av kriterium	Fördelar	Nackdelar
Stråldoser	<ul style="list-style-type: none">- Teknologineutrala- Enkla att koppla till WENRA <i>safety objectives</i> (förutom för livsmedelsåtgärder)- Väl etablerad beräkningsmetodik för att uppskatta stråldoser på kort sikt från exponering för radioaktiva ämnen på marken och i luften samt stråldoser på lång sikt från exponering för radioaktiva ämnen på marken- Den som söker tillstånd genomför spridnings- och dosberäkningar vilket möjliggör att platsspecifika väderdata och omgivningsförhållanden beaktas	<ul style="list-style-type: none">- Betydande osäkerheter i uppskattningar av total effektiv dos som inkluderar intag på lång sikt- Inte lägesoberoende
Aktivitetskoncentrationer i livsmedel	<ul style="list-style-type: none">- Teknologineutrala- Enkla att koppla till WENRA <i>safety objectives</i> för livsmedelåtgärder som utgår från Euratom 2016/52- Väl etablerad beräkningsmetodik för att uppskatta markbeläggning- Den som söker tillstånd genomför spridningsberäkningar vilket möjliggör att platsspecifika väderdata och omgivningsförhållanden beaktas	<ul style="list-style-type: none">- Osäkerheter i att uppskatta aktivitetskoncentrationer i livsmedel från markbeläggning- Inte lägesoberoende
Aktivitetsnivåer i utsläpp	<ul style="list-style-type: none">- Entydig redovisning av källterm till omgivningen- Enklare jämförelser mellan olika lättvattenreaktorsystem- Inget lägesberoende vilket gör att aktivitetsnivåer kan tillämpas generisk på reaktorsystem tidigt i en tillståndsprocess- Enkla att tillämpa för den som söker tillstånd	<ul style="list-style-type: none">- Inte teknologineutrala- Konservativa- Inte direkt kopplade till WENRA <i>safety objectives</i>- Utmaning att identifiera nyckelnuklider- Osäkerheter i att uppskatta aktivitetskoncentrationer i livsmedel från markbeläggning

3.1.2 Utredningens slutsats

När det gäller konsekvenser på kort sikt är slutsatsen att dessa bör värderas med stråldoser för händelseklass H2-H5. Stråldoser på kort sikt är enkla att beräkna och kopplar tydligt till vad som ska påvisas avseende syfte och mål och har en bred internationell förankring.

För konsekvenser på lång sikt finns några alternativa sätt att uttrycka acceptanskriterier som kommer med vissa för- och nackdelar. Ett alternativ är aktivitetsnivåer, som är lätt att tillämpa men där acceptanskriteriet kommer att vara konservativt, eventuellt mycket konservativt. Alternativet med aktivitetsnivåer är enbart tillämpligt för lättvattenreaktorer. För andra reaktortyper kan andra nuklider behöva inkluderas i härledningen av aktivitetsnivåer. SSM har idag inte tillräcklig kunskap om dessa reaktortyper för att kunna identifiera relevanta nuklider och kan därmed inte ta fram aktivitetsnivåer för sådana reaktortyper. En fördel är lägesoberoendet.

Ett annat alternativ för att utvärdera långsiktiga konsekvenser är stråldos till följd av markbeläggning kombinerat med aktivitetskoncentrationer i livsmedel, uttryckta som Bq/kg. Avseende stråldos pga. markbeläggning, som beräknas på längre sikt, bedöms det finnas en etablerad metodik och erfarenhet med hanterbara osäkerheter för att beräkna dessa. När det gäller beräkning av aktivitetskoncentrationer i livsmedel innebär det att den som söker tillstånd gör egna spridningsberäkningar och därmed undviks nackdelarna med den konservatism i utsläppsdelen som diskuteras ovan för aktivitetsnivåer. Genom att jämföra aktivitetskoncentrationerna i livsmedel med gränsvärden i EU:s vilande förordning undviks också problemet med att bestämma representativ person och årligt intag av olika livsmedel. Dock återstår att uppskatta



överföringsfaktorer från markbeläggning till aktivitetskoncentrationer i livsmedel, vilket bedöms vara utmanande, men möjligt. En fördel med alternativet stråldos och aktivitetskoncentrationer i livsmedel är att det är teknikneutralt.

Ytterligare ett annat alternativt sätt att uttrycka acceptanskriterier på lång sikt är stråldoser uttryckta som total effektiv dos som inkluderar livsmedelsintag på lång sikt. Detta alternativ innebär, förutom osäkerheter i överföringsfaktorer från markbeläggning till livsmedel, dessutom osäkerheter i överföringsfaktorer från aktivitetskoncentrationer i livsmedel till stråldos för individen. Även det alternativet är teknikneutralt och tillämpas av bland annat Finland.

I Tabell 3 presenteras en sammanfattning av diskussionen ovan.

Tabell 3. Sammanställning av utredningens slutsats avseende lämpliga radiologiska acceptanskriterier.

Typ av acceptanskriterier	Kortsiktiga konsekvenser	Långsiktiga konsekvenser	Kommentar
Stråldoser	Lämpliga	Delvis lämpliga	Lämpligt för konsekvenser på kort sikt och för konsekvenser på lång sikt från markbeläggning. Stora osäkerheter vid beräkning av total effektiv dos som inkluderar livsmedelsintag.
Aktivitetskoncentrationer livsmedel	Inte tillämpbara	Lämpliga	Koncentrationen jämförs lämpligen med gränsvärden i EU:s vilande förordning, vilket medför att problemet med att bestämma representativ person och årligt intag av olika livsmedel kan undvikas. Kombineras med stråldosberäkning från exponering från markbeläggning.
Aktivitetsnivåer i utsläpp	Inte lämpliga	Kan tillämpas	Acceptanskriterier som uttrycks som aktivitetsnivå blir konservativt (möjligen mycket konservativt).

3.2 Radiologiska acceptanskriterier för sköldkörteldos

3.2.1 Underlag

För radiologiska acceptanskriterier i form av stråldos till allmänheten används i första hand effektiv dos. Den totala effektiva dosen är summan av bidragen från de olika exponeringsvägarna som ingår i beräkningen. Exponeringsvägar kan vara både externa, där strålkällan är utanför kroppen, och interna, där strålkällan är inuti kroppen. Vid beräkning av effektiv dos per exponeringsväg används doskoefficienter som är nuklidspecifika. Skulle stråldosen vara jämnt fördelad i kroppen kommer radiologiska acceptanskriterier i form av effektiv dos vara tillräckliga.

Dock är jod sådant att vid upptag i kroppen hamnar huvuddelen i sköldkörteln där jod används vid produktion av sköldkörtelhormon [16]. Detta betyder att radioaktiv jod vid inandning eller intag via livsmedel kommer att ge en intern exponering koncentrerad till sköldkörteln. Yngre barn och foster löper större risk att utveckla sköldkörtelcancer som en följd av exponering för radioaktiv jod jämfört med äldre barn [16].

En kärnkraftsreaktor i drift producerar fissionsprodukter, inklusive radioaktiv jod, som ansamlas i bränslestavens plenum samt i gapet mellan bränslekuts och bränslestavens kapsling. Den dominerande isotopen ur dossynpunkt är jod-131. Då radioaktiv jod är flyktig kan den frigöras vid bränsleskador [17]. Vid ett svårt haveri med härdsmältförlopp frigörs stora mängder jod från härden och primärsystemet till inneslutningen.

De kvalitativa radiologiska acceptanskriterierna för allmänheten som utredningen föreslår i avsnitt 5.5 är relaterade till behovet av att vidta skyddsåtgärder. I IAEA GSR part 7 [18] anges ett generiskt kriterium i form av (inteknad) ekvivalent dos till sköldkörteln för den brådskande skyddsåtgärden att administrera och inta jodtabletter som kopplas till om det finns risk för utsläpp av radioaktiv jod. Övriga brådskande skyddsåtgärder som implementeras för att minska risker för



stokastiska effekter utgår från ett generiskt kriterium i form av effektiv dos (bortsett från risker till foster).

Det anges vidare i IAEA EPR-NPP-OILs [19] att effektiv dos inte enbart kan användas för att uppskatta möjliga hälsoeffekter från joniserande strålning eftersom effektiv dos kan underskatta möjliga strålningsrelaterade effekter på olika organ vid intag av radioaktiva ämnen. Även i IAEA GSG-10 [20] diskuteras möjligheten att inkludera ekvivalent dos till olika organ såsom sköldkörteln vid dosberäkningarna för en representativ person.

Beräkningar gjorda för ett haveri där de konsekvenslindrande systemen⁶ inte fungerar och utsläppet är i samma storleksordning som det totala luftutsläppet av radioaktiv jod efter Fukushima Daiichi-olyckan visar att ekvivalent dos till sköldkörteln ger konsekvenser på betydligt större avstånd jämfört med den effektiva dosen för respektive kriterium, se Tabell 4. Det betyder att för vissa haveriscenarier kan det vara av betydelse att studera ekvivalent dos till sköldkörteln utöver effektiv dos och då särskilt för små barn.

I USA har NRC reviderat en vägledning som berör värdering av konstruktionsstyrande olyckor vid kärnkraftsreaktorer, RG 1.183 (rev 1) [17], som bl.a. är kopplad till licensiering av kärnkraftsreaktorer enligt regelverket 10 CFR 52 [21]. I RG 1.183 beskrivs att den alternativa källtermen som finns i vägledningen ska användas med ett radiologiskt acceptanskriterium för total effektiv dosekvivalent (TEDE), där bidrag från extern (gamma)exponering från den radioaktiva plymen samt intern exponering vid inandning av plymen ingår⁷. För äldre reaktorer (med tillstånd givet före 1997) behöver inte den alternativa källtermen i RG 1.183 användas. Istället kan källtermen från publikationen TID-14844 [22] användas tillsammans med två radiologiska acceptanskriterier, "helkroppsdos" från extern exponering från plymen (samma som för RG 1.183) och sköldkörteldos från intern exponering vid inandning⁸. Metodiken beskrivs i RG 1.195 [23] och beräkningarna är begränsade till radioaktiva ädelgaser och jod, dvs. konsekvenser vid inandning av plymen inkluderar bara radioaktiv jod med sköldkörteln som kritiskt organ.

I analyser kopplat till reglering som berör dimensionering av beredskapszoner för äldre reaktorer i 10 CFR 100.11 [24] används sköldkörteldos fortfarande. Däremot finns reglering för nyare reaktorer (10 CFR 100.21) där enbart TEDE används. Användandet av enbart TEDE motiveras med fördelen att kunna studera bidrag från alla nuklider i den alternativa källtermen samt genom att använda vävnadsviktsfaktorerna från 10 CFR 20 (0,03 för sköldkörteln) tillämpas en lämplig riskfaktor till varje organ [25]. TEDE ska därför inte riskera att underskatta bidraget till effektiv dos från något organ. Det ska dock noteras att det inte är bidraget till effektiv dos som är viktigt, utan det är dosen till sköldkörteln och om den kan överskrida nivån där jodtabletter vore motiverade. Att ett radiologiskt acceptanskriterium i form av effektiv dos innehålls är inte någon garanti att ett radiologiskt acceptanskriterium i form av ekvivalent dos till sköldkörteln innehålls, då det beror på övriga nuklidens bidrag till den effektiva dosen. Något mer resonemang från NRC kring borttagande av ett radiologiskt acceptanskriterium för nyare reaktorer för sköldkörteldos har inte utredningen kunna hitta.

⁶ Konsekvenslindrande system består av ett antal samverkande systemtekniska åtgärder som begränsar belastningarna på reaktorinneslutningen vid härdsmläta och som i förekommande fall begränsar de radioaktiva utsläppen till omgivningen, där bland annat filteranordningar ingår, installerades på kärnkraftverken på 1980-talet till följd av regeringsbeslutet 1986 [12].

⁷ Det ska noteras att extern exponering från markbeläggning inte ingår i beräkningarna då RG 1.183 hänvisar till tabell III.1 i Federal Guide 12 [69] som innefattar doskoefficienter för "air submersion" dvs. extern dos från ett halvoändligt moln. Ingen hänsyn tas till utarmning av plymen på grund av sönderfall eller deposition.

⁸ Ursprungligen i TID-14844-metodiken var det enbart strålkälla inuti reaktorbyggnaden, dvs. enbart direktstrålning i bidraget till helkroppsdos.



Tabell 4. Sammanställning av de största avstånden där doskriteriet för tidiga mätningar i syfte att uppskatta individuell dos (100 mSv) kan överskridas för olika händelser om förekommande väderfall med 90 % konfidensgrad beaktas [26].

Doskriterium för oskyddad person	0,1xFILTRA ^a	FILTRA	10xFILTRA	100xFILTRA
Effektiv dos vuxna	~1 km	~2 km	~3 km	~30 ^b km
Effektiv dos barn	~1 km	~2 km	~4 km	~40 ^b km
Ekvivalent dos till sköldkörteln 18 år ^c	~1 km	~3 km	~15 km	~90 km
Ekvivalent dos till sköldkörteln 1 år ^c	~2 km	~5 km	~25 km	~150 km

^a FILTRA betyder ett svårt haveri med härdsmläta och tankgenomsmlätning där de konsekvenslindrande systemen fungerar enligt ställda krav och 0,1xFILTRA då de fungerar enligt design. 100xFILTRA betyder ett svårt haveri där de konsekvenslindrande systemen inte fungerar och motsvarar ett tänkt värsta fall med avseende på utsläppets storlek. 10xFILTRA är en händelse där utsläppet är en storleksordning 10 gånger lägre (med undantag för ädelgaserna som alltid antas komma ut i samma mängd).

^b Dessa avstånd är beräknade inklusive bidrag från sköldkörteldos till effektiv dos. Om detta bidrag exkluderas blir avstånden cirka 25 km för både vuxna och barn om 90 procent av alla förekommande väderfall beaktas.

^c Doskriteriet för skyddsåtgärden intag av jodtabletter är 50 mSv dvs. en faktor 2 lägre än det som används i tabellen. Skulle doskriteriet 50 mSv användas skulle detta medföra större avstånd än de redovisade. Exempelvis är motsvarande värde för 100xFILTRA ca 220 km för 1-årigt barn, se tabell 10 i SSM 2020:03 [27].

3.2.2 Utredningens slutsats

Värderingar med deterministiska metoder i utredningens förslag syftar till att visa att behovet av skyddsåtgärder begränsas i enlighet med vad som anges i standarder från IAEA och rapporter från WENRA. Det finns en särskild skyddsåtgärd att administrera och inta jodtabletter som används för att begränsa den ekvivalenta dosen till sköldkörteln, och då särskilt för små barn, vid utsläpp av radioaktiv jod.

Utredningen föreslår därför att det för varje händelseklass H2-H5 utvärderas om det behövs ett radiologiskt acceptanskriterium för ekvivalent dos till sköldkörteln, då det inte går att utesluta att bidraget från radioaktiv jod kan vara betydande för vissa händelser.

3.3 Radiologiska acceptanskriterier och antal anläggningar inom samma förlägningsplats

3.3.1 Underlag

För att kunna utvärdera om antalet kärnkraftsreaktorer och bränslebassänger inom samma förlägningsplats kan påverka val av radiologiska acceptanskriterier har IAEA:s standarder och andra styrande och stödjande dokument analyserats. I IAEA SSR 2/1 (Rev. 1) [2] står det under krav 17 som berör inre och yttre händelser:

5.15B. For multiple unit plant sites, the design shall take due account of the potential for specific hazards to give rise to impacts on several or even all units on the site simultaneously.

Krav 33 i samma standard berör säkerhetssystem och säkerhetsfunktioner inom utvidgade konstruktionsförutsättningar (DEC) för enheter på anläggningar med flera kärnkraftsreaktorer:

Each unit of a multiple unit nuclear power plant shall have its own safety systems and shall have its own safety features for design extension conditions.

5.63. To further enhance safety, means allowing interconnections between units of a multiple unit nuclear power plant shall be considered in the design

Enligt IAEA SSG-2 (Rev. 1) [9]:



3.3. Where applicable, the possibility should be considered that a single cause could simultaneously prompt initiating events in several or even all of the reactors in the case of a multiple unit nuclear power plant, or spent fuel storage units, or any other sources of potential radioactive releases on the given site (para. 5.15B of SSR-2/1 (Rev. 1) [1]).

3.52. In accordance with paras 5.15B, 5.19 and 5.63 of SSR-2/1 (Rev. 1) [1], in determining postulated initiating events caused by site specific hazards for multiple unit plant sites, the possibility of affecting several or even all units on the site simultaneously should be taken into account. Specifically, the effects from losing the electrical grid, those from losing the ultimate heat sink and the failure of shared equipment should be taken into account.

Det finns alltså krav och rekommendationer i IAEA:s standarder som kopplar till att värderingar av händelser och förhållanden ska behandla yttre händelser som kan påverka flera kärnkraftsreaktorer på samma anläggning, men däremot finns det inga krav eller rekommendationer som kopplar till nivån på de radiologiska acceptanskriterierna, utan de förväntas vara desamma.

I kärnsäkerhetsdirektivet (2009/71/Euratom) finns inga specifika krav på att beakta flera reaktorer i värderingar av händelser och förhållanden på samma sätt som det ställs krav på arrangemang för krisberedskap och krishantering för flera reaktorer [28].

I SSM:s föreskrifter finns det exempel där hänsyn tas till flera kärnkraftsreaktorer på samma anläggning. Enligt 5 kap. 4 § SSMFS 2018:1 är dosrestriktionen till personer i allmänheten för varje enskild verksamhet med joniserande strålning 0,1 mSv per år [29]. Då flera strålkällor kan bidra till stråldosen till en person i allmänheten är värdet på dosrestriktionen 1/10 av årliga dosgränsen 1 mSv (se Strålskyddsförordningen 3 kap. 5 § [30]). För händelser och förhållanden inom förväntad drift är acceptanskriteriet för befintliga reaktorer 0,025 mSv per år i SSMFS 2021:5 [4], se tabell 2 i Bilaga 1, med motiveringen att det antas att det kan finnas fyra olika reaktorer (verksamheter) vid en förläggingsplats. Här har alltså det radiologiska acceptanskriteriet anpassats till högsta antalet befintliga kärnkraftsreaktorer inom samma förläggingsplats. Det framgår även att händelser och förhållanden i händelseklass H2 som förväntas inträffa oftare än en gång per år ingår i händelser och förhållanden inom förväntad drift. Dock anges ett radiologiskt acceptanskriterium för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H2 för händelser och förhållanden som inte analyseras inom förväntad drift. För befintliga kärnkraftsreaktorer utvärderas radiologiska acceptanskriterier för händelseklass H2-H5 per anläggning, oavsett hur många anläggningar som finns inom samma förläggingsplats.

Enligt SSMFS 2021:4 avses med en kärnkraftsreaktor ”en anläggning för utvinning av kärnenergi enligt 2 § 1 a kärntekniklagen. Med kärnkraftsreaktor avses i dessa föreskrifter en anläggning för utvinning av kärnenergi enligt 2 § 1 a kärntekniklagen. Således avses den kompletta anläggning, inklusive det kärnämne och de strålkällor i enlighet med denna bestämmelse och den avgränsning som anges i 3 §, som behövs för utvinning av kärnenergi, inklusive för hantering av kärnämne och kärnavfall inom ramen för tillståndet för reaktorn.” [3].

Enligt ovan innefattar en kärnkraftsreaktor därmed bränslebassänger på anläggningen, vilket betyder att radiologiska acceptanskriterier för kärnkraftsreaktorer gäller även bränslebassängerna.

I SSMFS 2021:4 diskuteras en reaktorhård och bränslebassänger, men det kan förekomma flera reaktorhårdar på en och samma anläggning, exempelvis för vissa modulära anläggningar [3]. Det betyder att en kärnkraftsreaktor kan innefatta flera reaktorhårdar som dessutom kan dela på vissa säkerhetssystem.

Enligt WENRA:s rapport för nya kärnkraftsreaktorer pekar erfarenheterna från Fukushima Daiichi-olyckan på att för en anläggning med flera reaktorer behöver hela anläggningen ingå i säkerhetsredovisningen och växelverkan mellan de olika enheterna behöver analyseras [11]. Dessutom behöver händelser som påverkar flera enheter identifieras och ingå i analysen. Det står

däremot inget om att de radiologiska acceptanskriterierna behöver anpassas därefter. Om detta även gäller för mindre modulära reaktorer diskuteras av WENRA i rapporten för SMR [31]:

With SMRs, the consideration of the multi-unit/multi-module aspects is becoming more important, because in many concepts there are more interactions and dependencies between the units (modules) than typical for current multi-unit sites. The current Safety Objectives, especially O2 and O3, describe the traditional approach to safety demonstration, based on analysis of a single reactor. Therefore, the safety demonstration may have to be expanded to the site level, so that the impacts of all facilities on the site are studied.

WENRA öppnar alltså upp för att säkerhetsvärderingen då kan behöva gälla platsen så att påverkan av alla anläggningarna omfattas i samma analys. WENRA resonerar även om att i det fall SMR placeras i områden med relativt hög befolkningstäthet kan kanske acceptanskriterier skärpas så att förväntningarna i WENRA:s säkerhetsmål O3 för nya kärnkraftsreaktorer ersätts med förväntningarna i O2⁹. Hur O2 och O3 kopplar till de föreslagna radiologiska acceptanskriterierna för nya kärnkraftsreaktorer redovisas i avsnitt 5.3.3.

3.3.2 Utredningens slutsats

Det radiologiska acceptanskriteriet som används för förväntad drift baseras på antagandet att flera anläggningar på samma förläggingsplats kan bidra till stråldosen och att summan av bidragen från anläggningarna ska underskrida värdet på dosrestriktionen som är 1/10 av dosgränsen (se SSF 3 kap. 5 §). Händelser och förhållanden i händelseklass H2 som analyseras inom förväntad drift bör analyseras, i tillämpliga delar, med samma metodik som händelser och förhållanden i händelseklass H1, dvs. hänsyn ska tas till antalet anläggningar på samma förläggingsplats. För händelser och förhållanden i händelseklass H2 som förväntas inträffa mer sällan än en gång per år samt händelser och förhållanden i övriga händelseklasser med lägre uppskattad inträffandefrekvens bör däremot inte hänsyn tas till antalet anläggningar på samma förläggingsplats.

Utredningen föreslår därför ingen anpassning av radiologiska acceptanskriterier för nya kärnkraftsreaktorer i händelseklass H2-H5 beroende på antalet kärnkraftsreaktorer (eller bränslebassänger på samma förläggingsplats), under förutsättning att kärnkraftsreaktorernas säkerhetssystem, eller viktiga komponenter såsom bränslebassänger, är oberoende varandra. Detta kan motiveras dels med att samma princip som för befintliga kärntekniska anläggningar bör tillämpas för nya, åtminstone upp till antalet kärnkraftsreaktorer som idag finns på samma förläggingsplats, dels med att det saknas tydligt stöd i IAEA:s standarder för en sådan anpassning. Om det blir fler än cirka 10 stora kärnkraftsreaktorer på samma förläggingsplats krävs ytterligare utredning avseende om händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 fortfarande ska utvärderas per anläggning.

4 Historik och internationell jämförelse

4.1 Inledning

Syftet med detta kapitel är att redovisa historik avseende kriterier och en sammanställning och jämförelse av kriterier som används i olika länder.

Utredningens syfte är att föreslå radiologiska acceptanskriterier för värdering med deterministiska metoder för nya kärnkraftsreaktorer. I sammanställningen ingår dock både deterministiska och probabilistiska kriterier. Ett skäl till att inkludera probabilistiska kriterier (inklusive riskkriterier)

⁹ WENRA har vid fastställandet av denna rapport inte nått konsensus avseende några förändringar eller nya tillämpningar av *Safety Objectives* O2 eller O3.



är att många länder ställer krav på att uppfylla vissa probabilistiska kriterier och riskkriterier. I en del fall uttrycks även dos- och utsläppskriterierna som riskkriterier.

En viktig skillnad i tillämpningen är att de svenska acceptanskriterierna för värdering med deterministiska metoder uttrycks som stråldos eller aktivitetsutsläpp för enskilda händelser och förhållanden medan riskkriterierna använder värdet av den totala frekvensen av den studerade konsekvensen. Exempel är det finska kravet att den totala frekvensen av händelseförlopp som ger ett utsläpp över 100 TBq Cs-137 ska ha en frekvens under $5E-7$ per reaktorår.

4.2 Historik

I de tidiga svenska analyserna av omgivningskonsekvenser vid missöden användes amerikanska förlagor avseende antaganden och acceptanskriterier såsom:

- RG 1.3 Assumptions used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors (juni 1974) [32].
- RG 1.4 Assumptions used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurised Water Reactors (juni 1974) [33].

Doskriterierna återfinns i GDC Part 100 (100-11) Reactor Site Criteria [34]. Där framgår att stråldoser vid staketgränsen under två timmar omedelbart efter ett utsläpp ska vara mindre än 25 rem (250 mSv) helkroppsdos eller en total stråldos på 300 rem (3 Sv) till sköldkörteln från jod.

Det anges att 25 rem numeriskt motsvarar den dos som en arbetare på ett kärnkraftverk (pga. olycka eller en nödsituation) kan erhålla under sin livstid. Det framhålls att dessa höga doser utgör acceptabla gränser för doser till allmänheten i nödsituationer och att värdena ska ses som referensnivåer vid värdering av en förläggingsplats med avseende på hypotetiska reaktorhaverier med förväntad mycket låg inträffandefrekvens, och liten risk för allmänheten att exponeras för strålning.

Efter haveriet 1979 i Three Mile Island (TMI) kom i Sverige 1981 krav på filtrerad inneslutning, med ett konstruktionskriterium att avskilja minst 99,9% av härdinventariet (Cs-134 och Cs-137) hos en härd motsvarande Barsebäcks reaktorer enligt regeringsbeslut 1986.

För befintliga kärnkraftsreaktorer bygger acceptanskriterierna i SSMFS 2021:5 [4] för händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B som avser effektiv dos till enskilda personer i allmänheten på de referensvärden som har funnits i Strålsäkerhetsmyndighetens förelägganden från 2009 (SSM2008-1945).

Den första stora PSA studien (Reactor Safety Study – WASH-1400) genomfördes i USA 1974-1975. Syftet var att genomföra en realistisk uppskattning av riskerna med kärnkraft och, för att få perspektiv, jämföra dessa risker med andra risker som samhället och individer är exponerade för.

I samband med publiceringen av WASH-1400 blev det relativt etablerat att en frekvens för härdskada på maximalt $1E-4$ per reaktorår var acceptabel. Detta var ett riktvärde även i de svenska studier som genomfördes i slutet av 70-talet och början av 80-talet. I efterverkningarna av kärnkraftshaveriet i TMI ställdes redan 1980 i Sverige krav på att alla kärnkraftverk ska genomföra individuella analyser vilket var tidigt internationellt sett [35]. De första spåren av formella krav på probabilistiska analyser i SKIs författningssamlingar återfinns i allmänna råd till SKIFS1998:1. Dessa krav har över tid förtydligats och i och med SSMFS2008:1 anges explicita krav på att analysera härdskada (PSA nivå 1) och utsläpp (PSA nivå 2). Många länder har fastställt riskkriterier som resultaten ska värderas mot. Dock har Sverige aldrig fastställt kvantitativa riskkriterier som ska uppfyllas. I de senaste utgivna föreskrifterna anges krav på att tillståndshavarna själva ska definiera och motivera kriterier som ska användas att värdera PSA-resultat.



4.3 Internationell jämförelse

Deterministiska radiologiska acceptanskriterier och probabilistiska kriterier som tillämpas i ett antal olika länder i Europa, Asien och Nordamerika har sammanställts (se detaljer i bilaga 1). Sammanställningen baseras i huvudsak på:

- Enkät svar samt kompletterande information från finska myndigheten STUK
- Studier av olika länders lagar och regelverk (i den mån sådana funnits tillgängliga på engelska)
- Information från SMR Prepartnership samarbetet
- Rapporten SSM2020-757-20 ”Utredning om radiologiska acceptanskriterier för allmänheten vid värdering med deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B” [5]
- OECD/NEA rapporten NEA/CSNI/R(2019)10 ”Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities” [36].

En enkät sändes ut till 14 länder (Finland, Frankrike, Nederländerna, Slovakien, Spanien, Tjeckien, Belgien, Polen, Ungern, USA, Kanada, Korea, Japan och Indien). Tyvärr kom endast fyra svar. För flertalet länder är informationen om de deterministiska kriterierna därför baserad på information i huvudsak från berörda länders myndigheters och regeringars websidor.

Enkätens frågor handlade om vilka deterministiska och probabilistiska kriterier, inklusive beräkningsmetodik som används, deras omfattning och tillämpning avseende eventuella skillnader i hantering av olika driftlägen eller typer av händelser, eventuella överväganden avseende kärnkraftsreaktorer i mera tätbefolkade områden och med avseende på att beakta flera anläggningar på samma plats.

Informationen från SMR Prepartnership avser deterministiska radiologiska acceptanskriterier för Sverige, Finland, Nederländerna, Polen, Tjeckien och Rumänien. Information om Rumänien ingår dock inte i denna sammanställning. Underlaget användes i huvudsak för att kontrollera annan information.

Utöver enkät svaren bygger sammanställningen avseende probabilistiska kriterier på den ovan nämnda rapporten NEA/CSNI/R(2019)10 [36] samt berörda länders myndighetsdokument.

Sammanställningens omfattning framgår av Tabell 5.



Tabell 5. Länder som omfattas av sammanställningen.

Land	Deterministiskt	Probabilistiskt
Sverige	x	x
Finland	x	x
Frankrike	x	x
Nederländerna	x	x
Polen	x	x
Slovakien	x	x
Slovenien	-	x
Spanien	x	x
Storbritannien	x	x
Tjeckien	x	x
Ungern	x	x
Indien	x	x
Japan	-	x
Korea	-	x
Kanada	x	x
USA	x	x

I bilaga 1 återfinns:

- En sammanställning per land över deterministiska och probabilistiska kriterier
- En sammanfattande tabell med deterministiska acceptanskriterier per frekvensband (frekvensintervall omfattande en tiopotens)
- Sammanställningar av observationer avseende deterministiska acceptanskriterier, dels per land och dels per frekvensband
- Sammanfattande tabeller med probabilistiska kriterier avseende PSA nivå 1, PSA nivå 2, PSA nivå 3 och i förekommande fall systemkriterier
- Observationer avseende probabilistiska kriterier.

Slutsatserna från ovan nämnda observationer återges i nästa kapitel.

4.4 Slutsatser av jämförelsen

En tydlig slutsats från den internationella jämförelsen är att inget land använder aktivitetsnivåer som radiologiska acceptanskriterier för värderingar med deterministiska metoder (med undantag från Sverige).

De befintliga svenska radiologiska acceptanskriterierna (stråldos) för normala och förväntade händelser har en ganska bra överensstämmelse med motsvarande kriterier hos andra länder.

Befintliga svenska radiologiska acceptanskriterier avseende stråldos i händelseklasser med lägre frekvens än $1E-2$ per reaktorår upp till händelser utan stora bränsleskador bedöms tillåta högre stråldos än motsvarande kriterier hos flertalet andra jämförda länder. Det behöver dock beaktas att det kan finnas skillnader i metodik, t.ex. använda analysförutsättningar (tillvägagångssätt enligt tabell 1 i SSG-2 (Rev.1) [9]), postulerade bränsleskador, avstånd och tidsrymder som stråldoser ska utvärderas för.

I nuvarande svenska reglering för befintliga kärnkraftsreaktorer finns ingen undre frekvensgräns för ett utsläpp över 100 TBq Cs-137 (ej fungerande haverifilter). I jämförelsen framgår att flera länder har en sådan gräns, t.ex. Finland med $5E-7$ per reaktorår som undre gräns för ett utsläpp över 100 TBq Cs-137. Den finska gränsen är dock i praktiken ett kriterium för värdering av PSA-resultat, eftersom kriteriet avser summan av frekvenserna av alla händelser och förhållanden som kan leda till ett utsläpp. Det kan övervägas att införa en gräns för så kallad restrisk och i första hand på motsvarande sätt som i nuvarande reglering, dvs. för enskilda händelser och förhållanden.



Sverige är ett av få länder som har högre tillåten frekvens för yttre händelser jämfört med andra händelser och förhållanden i samma händelseklass.

I flertalet länder som ingår i jämförelsen är det samma kriterier för både befintliga och nya kärnkraftsreaktorer.

Sammanfattningsvis är det rimligt att radiologiska acceptanskriterier avseende stråldos för nya kärnkraftsreaktorer i Sverige är lägre än de som finns för befintliga vid värderingar enligt SSMFS2021:5. Det blir då en harmonisering mot de acceptanskriterier som tillämpas i många andra länder, och som avser både befintliga och eventuella nya kärnkraftsreaktorer.

Avseende PSA-kriterier kan konstateras att nästan alla länder i sammanställningen har kriterier för resultat i PSA nivå 1 och i PSA nivå 2 och att de radiologiska kriterierna för enskilda händelser och förhållanden övergår till PSA-kriterier när det blir fråga om stora bränsleskador och utsläpp. Ett mindre antal länder har kriterier som kräver att en PSA nivå 3 genomförs.

Visserligen har Sverige inga explicita kriterier för PSA resultat, men implicit kan det tolkas in ett svenskt kriterium för "härdskada" som kan utläsas av utsläppskriteriet max 100 TBq Cs-137 för händelser under 1E-6 per år. Detta är en tiopotens lägre frekvens än för motsvarande finska kriterium på max 100 TBq som ska ha en frekvens under 1E-5 per år. Dock är det svenska kriteriet för enskilda händelser och förhållanden medan det finska är summan av alla bidrag. 4 kap. 6 § SSMFS2021:5 anger krav på att tillståndshavaren ska definiera och motivera kriterier för värdering av PSA-resultat.

I samband med framtagningen av de nuvarande svenska föreskrifterna diskuterades att införa PSA-kriterier och krav på PSA nivå 3 fanns med i en remissutgåva. Efter hantering av remisskommentarer beslutades att inte införa krav på PSA nivå 3, men att lämna det öppet för eventuellt senare införande för nya reaktorer.

Att införa riskkriterier motsvarande t.ex. Storbritannien och Nederländerna skulle kräva ytterligare utredningsinsatser.

En ytterligare observation i denna kartläggning är att några länder har tydligare reglering avseende krav och redovisning av förväntad tillgänglighet av de strukturer, system och komponenter (SSK) som utgör de fundamentala säkerhetsfunktionerna. Det finns exempel på krav på tillgänglighet hos system och i flera fall olika krav på att redovisa hur denna tillgänglighet uppnås. Den förväntade tillgängligheten bidrar till att händelser och förhållanden kan sorteras in i de olika händelseklasserna och utgör grunden för konstruktion avseende nödvändiga prestanda och miljötålighet. Den svenska regleringen är inte lika tydlig avseende förväntad tillgänglighet. Frågan ligger dock utanför denna utredning.

5 Förslag på radiologiska acceptanskriterier avseende konsekvenser för allmänheten

5.1 Inledning

Utredningen har sammanställt och tolkat standarder från IAEA och rapporter från WENRA med avseende på mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för nya kärnkraftsreaktorer. Sammanställning och tolkning har skett i tre steg. Först har säkerhetsmål (eng. *safety objectives*) och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten i standarder från IAEA samt *safety objectives* och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten i rapporter från WENRA sammanställts. Därefter har *plant states* som tillämpas av IAEA respektive *associated plant conditions categories* som tillämpas av WENRA kopplats ihop med händelseklasser som tillämpas i SSM:s föreskrifter. Slutligen har säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten i standarder från IAEA samt *safety objectives* och förväntningar



avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten i rapporter från WENRA tolkats för svenska förhållanden.

Utredningen har därefter, med utgångspunkt i tolkningen av standarder från IAEA och rapporter från WENRA, tagit fram förslag på mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten som kan tillämpas för händelser och förhållande i olika händelseklasser för nya kärnkraftsreaktorer.

Utredningen har sedan, med utgångspunkt i standarder från IAEA och rapporter från WENRA samt de föreslagna målen för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten, tagit fram förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för enskilda händelser och förhållanden för en enstaka anläggning¹⁰ i olika händelseklasser¹¹ för nya kärnkraftsreaktorer. Se kapitel 7 för hur utredningens förslag kan införas i SSM:s föreskrifter.

5.2 Underlag från IAEA

5.2.1 Säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten

I Tabell 6 redovisas säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för nya kärnkraftsreaktorer som IAEA anger för olika *plant states* (med undantag för *normal operation*).

¹⁰ Förslaget gäller för enskilda händelser och förhållanden för en enstaka anläggning. Om många anläggningar skulle placeras på samma förläggingsplats kan detta behöva omprövas. Vad som avses med många anläggningar är föremål för diskussion, men det bör åtminstone vara fler anläggningar än det antal som idag finns inom samma förläggingsplats, se vidare avsnitt 3.3.

¹¹ Se 2 kap. 5-9 §§ SSMFS 2021:5 för en beskrivning av frekvensband för respektive händelseklass [4].



Tabell 6. Säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten som anges i standarder från IAEA för olika *plant states*.

<i>Plant states</i>	Säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten^a
<i>Anticipated operational occurrences</i>	<p>Realistisk deterministisk <i>safety analysis</i>: Det bör vara försumbara radiologiska konsekvenser bortom anläggningens omedelbara närhet som en följd av <i>anticipated operational occurrences</i> [9].</p> <ul style="list-style-type: none">- Radiologiska acceptanskriterier för stråldoser och motsvarande för utsläpp för varje <i>anticipated operational occurrence</i> bör vara jämförbara med årliga gränser för <i>normal operation</i> och mer restriktiva än för <i>design basis accidents</i> [9].- Acceptabla gränser för effektiv dos liknar de som gäller för <i>normal operation</i> [9]. <p>Konservativ deterministisk <i>safety analysis</i>: Det bör vara inga eller endast små radiologiska konsekvenser bortom anläggningens omedelbara närhet som en följd av <i>anticipated operational occurrence</i> eller <i>design basis accidents</i>, utan behov av strålskyddsåtgärder utanför anläggningen [9].</p> <ul style="list-style-type: none">- Radiologiska acceptanskriterier för <i>anticipated operational occurrence</i> bör vara, i princip, samma som vid realistisk deterministisk <i>safety analysis</i> av <i>anticipated operational occurrence</i> [9].- Radiologiska acceptanskriterier för <i>anticipated operational occurrence</i> bör vara mer restriktiva än de för <i>design basis accidents</i> eftersom frekvensen för <i>anticipated operational occurrence</i> är högre [9].
<i>Design basis accidents</i>	<p>Konservativ deterministisk <i>safety analysis</i>: Det bör vara inga eller endast små radiologiska konsekvenser bortom anläggningens omedelbara närhet som en följd av <i>anticipated operational occurrence</i> eller <i>design basis accidents</i>, utan behov av strålskyddsåtgärder utanför anläggningen [9].</p> <ul style="list-style-type: none">- Definitionen av små radiologiska konsekvenser bör fastställas av ansvariga reglerande myndigheter, men acceptabla nivåer för allmänheten bortom anläggningens omedelbara närhet är typiskt i storleksordningen några mSv per händelse^b [9].
<i>Design extension conditions without significant fuel degradation</i>	<p>Konservativ deterministisk <i>safety analysis</i>^c: Skyddsåtgärder som är begränsade avseende tidsrymd och områden som omfattas ska vara tillräckliga för att skydda allmänheten och tillräckligt med tid ska finnas för att hinna vidta sådana åtgärder som en följd av <i>design extension conditions without significant fuel degradation</i> [2]. Radioaktiva utsläpp ska minimeras så långt möjligt och rimligt [9].</p> <ul style="list-style-type: none">- Samma eller liknande radiologiska acceptanskriterier som för <i>design basis accidents</i> kan övervägas så långt det är praktiskt möjligt [9].
<i>Design extension conditions with core melting</i>	<p>Realistisk deterministisk <i>safety analysis</i>: Skyddsåtgärder som är begränsade avseende tidsrymd och områden som omfattas ska vara tillräckliga för att skydda allmänheten och tillräckligt med tid ska finnas för att hinna vidta sådana åtgärder som en följd av <i>design extension conditions with core melting</i> [2]. Kontamination utanför anläggningen ska undvikas eller minimeras [2].</p>

^a IAEA anger att kriterier för radiologiska konsekvenser ska beakta inträffandefrekvens för *plants states* på sådant sätt att lägre kriterier ansätts för *plants states* med högre inträffandefrekvens [2].

^b En effektiv dos på några mSv bortom anläggningens omedelbara närhet bör innebära att en något högre effektiv dos kan accepteras direkt utanför området dit allmänheten inte har tillträde.

^c IAEA förordar konservativ *safety analysis*, men öppnar upp för att realistisk *safety analysis* kan användas under förutsättning att det samtidigt kan visas att marginalerna för att undvika tröskeffekter är tillräckliga [9].

5.2.2 Koppling mellan svenska händelseklasser och IAEA:s *plant states*

I Tabell 7 redovisas en jämförelse mellan händelseklasser i SSM:s föreskrifter och *plant states* för nya kärnkraftsreaktorer som anges av IAEA¹².

Tabell 7. Koppling mellan händelseklasser i SSM:s föreskrifter och IAEA:s *plant states*.

Händelseklass (Sverige)	<i>Plant states</i> (IAEA)
Normala händelser och förhållanden (H1)	<i>Normal operation</i>
Förväntade händelser och förhållanden (H2)	<i>Anticipated operational occurrences (AOO)</i>
Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	<i>Design basis accidents (DBA)</i>
Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	
Speciella händelser och förhållanden (H4B)	<i>Design extension conditions without significant fuel degradation (DEC-A)</i>
Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	<i>Design extension conditions with core melting (DEC-B)</i>

Jämförelsen i Tabell 7 används i denna utredning för att koppla säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för olika *plant states* som anges i IAEA:s standarder till mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten och radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för olika händelseklasser i SSM:s föreskrifter. Detta bör vara möjligt, trots att det finns vissa skillnader mellan IAEA:s *plant states* och händelseklasserna i SSM:s föreskrifter. Händelseklasserna omfattar även händelser och förhållanden som inte nödvändigtvis påverkar tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor, såväl *internal* som *external hazards* samt är mer tydligt frekvensstyrda. Se vägledningen till definitionen av händelseklass i 1 kap. 4 § SSMFS 2021:4 för en närmare beskrivning [4]. Detta bör dock inte påverka mål och acceptanskriterier för radiologiska konsekvenser för allmänheten.

5.2.3 Tolkning för svenska förhållanden

För att kunna tolka IAEA:s säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten behöver det dels redas ut vad som avses med ”bortom anläggningens omedelbara närhet” (eng. *beyond the immediate vicinity of the plant*) och dels vad som avses med ”skyddsåtgärder”. Vad IAEA avser med ”bortom anläggningens omedelbara närhet” är oklart, eftersom IAEA inte anger någon definition. Enligt WENRA kan detta avstånd dock tolkas som ca 3 km [11].

Med ”skyddsåtgärder” avser IAEA både åtgärder i syfte att minska stråldoser i en radiologisk nödsituation och åtgärder i syfte att minska stråldoser i en omgivning med joniserande strålning [37]. I standarder om strålskydd skiljer IAEA normalt på skyddsåtgärder som vidtas i en radiologisk nödsituation och skyddsåtgärder som vidtas i en omgivning med joniserande strålning, se t.ex. GSR Part 7, GSG-2 och GS-G-2.1 [18] [38] [39]. Skyddsåtgärder som vidtas i en radiologisk nödsituation kallas av IAEA för *urgent and early protective actions* och i Sverige för *brådskande skyddsåtgärder* [37] [40]. Det som kännetecknar sådana skyddsåtgärder är att de behöver vidtas inom timmar, dagar eller veckor för att effektivt minska stråldoser på kortare eller längre sikt. I SSR-2/1 (Rev. 1) och SSG-2 (Rev. 1) specificerar inte IAEA vilka skyddsåtgärder som avses [2] [9]. Det framgår dock i t.ex. GSG-10 att det endast är brådskande skyddsåtgärder som avses i dessa standarder [20]. Exempel på brådskande skyddsåtgärder är utrymning, inomhusvistelse, intag av jodtabletter och livsmedelsåtgärder. En fullständig redovisning av brådskande skyddsåtgärder finns i GSR part 7 [18].

¹² Se Tabell 2.1 i SSMFS 2021:5 [4].

I GSR Part 7 redovisas generiska kriterier för att vidta brådskande skyddsåtgärder för allmänheten. Med generiska kriterier avses projicerade stråldoser där brådskande skyddsåtgärder är motiverade för att dels undvika eller minimera allvarliga deterministiska hälsoeffekter och dels projicerade stråldoser där brådskande skyddsåtgärder är motiverade för att minska sannolikheten för stokastiska hälsoeffekter så långt det är möjligt och rimligt [18]. I Tabell 8 redovisas generiska kriterier enligt *Table II.2* i GSR Part 7 för att vidta brådskande skyddsåtgärder för att minska sannolikheten för stokastiska hälsoeffekter så långt som det är möjligt och rimligt, eftersom det i första hand är dessa som kommer påverka val av radiologiska acceptanskriterier.

Tabell 8. Generiska kriterier enligt *Table II.2* i GSR Part 7 för att vidta brådskande skyddsåtgärder.

Generiskt kriterium	Exempel på skyddsåtgärder
Generiska kriterier för att vidta brådskande skyddsåtgärder som behöver vidtas inom timmar till dagar för att vara effektiva	
50 mSv ekvivalent dos till sköldkörteln från radioaktiv jod under de sju första dygnet	Intag av jodtabletter
100 mSv effektiv dos under de sju första dygnet	Inomhusvistelse ^a , utrymning, åtgärder för att minska oavsiktligt intag, åtgärder för livsmedel, mjölk och dricksvatten, åtgärder för varor utöver livsmedel, kontaminationskontroll, sanering, registrering och information till allmänheten.
100 mSv ekvivalent dos till fostret under de sju första dygnet	Samma som ovan.
Generiska kriterier för att vidta brådskande skyddsåtgärder som behöver vidtas inom dagar till veckor för att vara effektiva	
100 mSv effektiv dos under det första året	Tillfällig utrymning på grund av markbeläggning ^b , åtgärder för att minska oavsiktligt intag, åtgärder för livsmedel, mjölk och dricksvatten samt åtgärder i livsmedelskedjan och vattenförsörjningen, åtgärder för varor utöver livsmedel, kontaminationskontroll, sanering, registrering och information till allmänheten.
100 mSv ekvivalent dos till foster	Samma som ovan.
Generiska kriterier för att vidta åtgärder för livsmedel, inklusive mjölk och dricksvatten samt andra varor	
10 mSv effektiv dos under det första året	Begränsa intag, distribution och försäljning av icke nödvändig mat, mjölk och dricksvatten samt begränsa användning och försäljning av andra varor.
10 mSv ekvivalent dos till foster	Samma som ovan.

^a Eftersom inomhusvistelse innebär begränsade negativa konsekvenser kan åtgärden enligt IAEA övervägas vid lägre projicerade doser. IAEA anger inte vid vilken stråldos inomhusvistelse kan vara motiverad, men många medlemsländer utgår från att inomhusvistelse är motiverad vid en projicerad effektiv dos som kortvarigt överskrider 10 mSv, t.ex. Finland [41], Tyskland [42], Frankrike [43] och USA [44].

^b I detta kriterium ingår stråldosen som erhålls i samband med utsläppet. Det är dock tveksamt att låta stråldoser som erhålls under utsläpp påverka beslut om åtgärder förknippade med betydande negativa konsekvenser efter att signifikanta utsläpp upphört. Sverige, liksom ett antal andra medlemsländer, (t.ex. USA¹² [44]), tillämpar därför istället kriteriet 20 mSv effektiv dos från markbeläggningen under första år efter att signifikanta utsläpp upphört, utan att beakta stråldoser som erhålls under utsläppet och med beaktande av möjligheten att minska framtida stråldoser med sanering och restriktioner.

Av de skyddsåtgärder som anges i Tabell 8 kommer vissa att vara gränssättande för behov av att vidta skyddsåtgärder på kort respektive lång sikt. På kort sikt bör inomhusvistelse vara gränssättande, dvs. 10 mSv effektiv dos under sju dygn. På kort sikt kan också intag av jodtabletter behöva beaktas, dvs. 50 mSv ekvivalent dos till sköldkörteln från inandning av radioaktiv jod. På lång sikt bör restriktioner avseende livsmedel vara gränssättande, dvs. 10 mSv effektiv dos under ett år från intag av livsmedel.

I Tabell 9 redovisas en tolkning av säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten som ges i standarder från IAEA för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5.

Tabell 9. Tolkning av säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten i standarder från IAEA för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5.

Händelseklass (Sverige)	Tolkning av säkerhetsmål och inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten (IAEA)
H2	<p>Mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- Endast försumbara radiologiska konsekvenser bortom anläggningens omedelbara närhet. <p>Inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort och lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o Värdet för dosrestriktionen^a på 0,1 mSv effektiv dos under ett år till representativ person i allmänheten.o Mer restriktiva radiologiska acceptanskriterier kan tillämpas för realistiska värderingar med deterministiska metoder jämfört med för konservativa värderingar
H3 och H4A	<p>Mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- Inga eller endast små radiologiska konsekvenser bortom anläggningens omedelbara närhet. <p>Inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort sikt:<ul style="list-style-type: none">o 10 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under sju dygn till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.o 50 mSv projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln från inandning av radioaktiv jod under sju dygn till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.- Konsekvenser på lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o 20 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen på marken under ett år efter att signifikanta utsläpp har upphört till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.o 10 mSv projicerad effektiv dos från intag av livsmedel under ett år till representativ person.- Lägre radiologiska acceptanskriterier kan övervägas för händelser och förhållanden i händelseklass H3 jämfört med H4A.
H4B	<p>Mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- Brådskande skyddsåtgärder som är begränsade avseende tidsrymd och områden som omfattas ska vara tillräckliga för att skydda allmänheten och tillräckligt med tid ska finnas för att hinna vidta sådana åtgärder.- Radioaktiva utsläpp ska begränsas så långt det är möjligt och rimligt. <p>Inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- Samma radiologiska acceptanskriterier som för H4A.
H5	<p>Mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- Brådskande skyddsåtgärder som är begränsade avseende tidsrymd och områden som omfattas ska vara tillräckliga för att skydda allmänheten och tillräckligt med tid ska finnas för att hinna vidta sådana åtgärder.- Kontamination utanför anläggningen ska undvikas eller minimeras. <p>Inriktning för radiologiska acceptanskriterier för allmänheten:</p> <ul style="list-style-type: none">- IAEA ger inte någon vägledning till hur radiologiska acceptanskriterier som uppfyller säkerhetsmålet kan härledas.

^a Se 3 kap. 5 § SSF 2018:506 [30].



5.3 Underlag från WENRA

5.3.1 Safety objectives och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten

I Tabell 10 redovisas *safety objectives* och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten för nya kärnkraftsreaktorer som WENRA anger för olika *associated plant condition categories* (med undantag för *normal operation*).

Tabell 10. *Safety objectives* och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten som anges av WENRA för olika *associated plant condition categories*.

Associated plant condition categories	Safety objectives och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten
<i>Anticipated operational occurrences</i>	O1: Inga radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde [11]. <ul style="list-style-type: none">- Begränsat av gränsvärden för utsläpp [10] [11].
<i>Postulated single initiating events</i>	O2: Säkerställ att <i>accidents without core melt</i> ger upphov till inga eller endast små radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde, i synnerhet ^a [10] [11]: <ul style="list-style-type: none">- Inget behov av utrymning.- Inget behov av inomhusvistelse.- Inget behov av jodtabletter. Minska utsläpp av radioaktivt material från alla källor så långt det är möjligt och rimligt [10] [11].
<i>Postulated multiple failure events</i>	
<i>Postulated core melt accidents (short and long term)</i>	O3: Minska potentiella radioaktiva utsläpp till allmänheten från <i>accidents with core melt</i> också sikt ^b genom att följa de kvalitativa kriterierna: <ul style="list-style-type: none">- <i>Accidents with core melt</i> som skulle leda till tidiga^c eller stora^d utsläpp måste vara praktiskt eliminerade^e [10].- För <i>accidents with core melt</i> som inte är praktiskt eliminerade, måste konstruktionsåtgärder vidtas så att endast skyddsåtgärder som är begränsade i tid och rum är motiverade för allmänheten samt att det finns tillräcklig tid att vidta dessa åtgärder [10]. Med begränsade skyddsåtgärder i tid och rum avses [10] [11]:<ul style="list-style-type: none">o Ingen permanent utrymning på grund av markbeläggning.o Inget behov av utrymning utanför det omedelbara närområdet kring anläggningen^f.o Begränsad^g inomhusvistelse.o Begränsat^g behov av jodtabletter^h.o Inga långsiktiga restriktioner för livsmedel.

^a Livsmedelsåtgärder kan behöva övervägas för vissa händelser [10].

^b Med "på sikt" avser WENRA tidsrymd med hänsyn till den tid som säkerhetsfunktioner måste upprätthållas. Det kan vara månader eller år, beroende på olycksscenario [10].

^c Med "tidiga utsläpp" avser WENRA situationer som motiverar skyddsåtgärder för allmänheten, men där tiden är otillräcklig för att implementera dem [10].

^d Med "stora utsläpp" avser WENRA situationer som motiverar skyddsåtgärder för allmänheten som inte kan begränsas i tid och rum [10].

^e Med "praktiskt eliminerade" avser WENRA i detta sammanhang, sannolikheten att vissa tillstånd inträffar anses vara praktiskt eliminerat om det är fysikaliskt omöjligt för tillståndet att inträffa eller om det med en hög nivå av säkerhet kan anses vara extremt osannolikt att tillståndet inträffar (från IAEA NSG1.10) [10].

^f Med "det omedelbara närområdet kring anläggningen" avser WENRA inom avståndet 3 km [11].

^g Med "begränsad" avser WENRA inom avståndet 5 km [11].

^h Jodtabletter nämns inte i *safety objective* O3. Enligt *Report on Safety of new NPP designs (2013)* ska dock även behovet av jodtabletter begränsas i tid och rum [11].



5.3.2 Koppling mellan svenska händelseklasser och WENRA:s *associated plant condition categories*

I Tabell 11 redovisas en jämförelse mellan händelseklasser i SSM:s föreskrifter och *associated plant condition categories* för nya kärnkraftsreaktorer som anges av WENRA¹³.

Tabell 11. Koppling mellan händelseklasser i SSM:s föreskrifter och WENRA:s *associated plant condition categories*.

Händelseklass (Sverige)	<i>Associated plant condition categories</i> (WENRA)
Normala händelser och förhållanden (H1)	<i>Normal operation</i>
Förväntade händelser och förhållanden (H2)	<i>Anticipated operational occurrences</i>
Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	<i>Postulated single initiating events</i>
Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	
Speciella händelser och förhållanden (H4B)	<i>Postulated multiple failure events</i>
Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	<i>Postulated core melt accidents (short and long term)</i>

Jämförelsen i Tabell 11 används i denna utredning för att koppla *safety objectives* och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten för olika *associated plant condition categories* som anges i WENRA:s rapporter som behandlar nya kärnkraftsreaktorer till mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten och radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för olika händelseklasser i SSM:s föreskrifter. Detta bör vara möjligt, trots att det finns vissa skillnader mellan *associated plant condition categories* som tillämpas av WENRA och händelseklasserna i SSM:s föreskrifter, se avsnitt 5.2.2.

5.3.3 Tolkning för svenska förhållanden

För att kunna tolka WENRA:s *safety objectives* och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten behöver det redas ut hur de åtgärdsnivåer för skyddsåtgärder som WENRA refererar till ska tolkas. De publikationer som WENRA hänvisar till har ersatts av nya sedan WENRA formulerade *safety objectives*, framför allt har ICRP 63 ersatts av ICRP 103 och IAEA GS-R-2 av IAEA GSR Part 7 [45] [46] [47] [18]. När WENRA formulerade *safety objectives* uttrycktes åtgärdsnivåerna i avstyrd dos, dvs. den dos som kan avstyras om skyddsåtgärden genomförs. Idag uttrycks istället kriterier för skyddsåtgärder i projicerad dos, dvs. den dos som en person skulle erhålla om inga skyddsåtgärder genomförs. En rimlig utgångspunkt är att analysera behovet av inomhusvistelse, jodtabletter, utrymning och permanent utrymning på grund av markbeläggning utifrån de kriterier som IAEA idag anger i GSR Part 7. Dessa är framtagna för att harmonisera med nu gällande rekommendationer från ICRP i ICRP 103. Se Tabell 8 för en sammanfattning av tillämpliga kriterier. Med undantag för utrymning och permanent utrymning på grund av markbeläggning blir skillnaderna mot de åtgärdsnivåer som gällde när WENRA formulerade *safety objectives* marginella, se detaljerad genomgång nedan.

Av de skyddsåtgärder som anges i Tabell 8 kommer vissa att vara gränssättande för behov av att vidta skyddsåtgärder på kort respektive lång sikt. På kort sikt bör inomhusvistelse vara gränssättande. När WENRA ursprungligen formulerade *safety objectives* gällde 5-50 mSv avstyrd

¹³ Se SSMFS 2021:5, WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020, WENRA Safety of new NPP designs 2013 [4] [67] [11].



effektiv dos under 2 dygn för inomhusvistelse enligt ICRP 63¹⁴ [45]. Detta ligger väl i linje med 10 mSv projicerad effektiv dos under sju dygn som tillämpas idag. En avstyrd effektiv dos på 5 mSv motsvarar en projicerad effektiv dos på 10 mSv, eftersom det kan antas att även ett vanligt småhus reducerar stråldoserna till hälften [48]. Visserligen skiljer integrationstiden, men det bör ha begränsad praktisk betydelse.

På kort sikt kan också intag av jodtabletter behöva beaktas. När WENRA ursprungligen formulerade *safety objectives* gällde 50-500 mSv avstyrd ekvivalent dos till sköldkörteln för intag av jodtabletter enligt ICRP 63 [45]. Detta ligger väl i linje med 50 mSv projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln som tillämpas idag. En avstyrd ekvivalent dos till sköldkörteln på 50 mSv motsvarar en projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln på drygt 55 mSv, eftersom det kan antas att jodtabletter reducerar stråldosen med minst 90 procent¹⁵ [49].

För att kunna tolka WENRA *safety objectives* avseende skyddsåtgärder på kort sikt behöver också utrymning beaktas. När WENRA ursprungligen formulerade *safety objectives* gällde 50-500 mSv avstyrd effektiv dos under en vecka för utrymning enligt ICRP 63 och IAEA GS-R-2 [45] [47]. Detta är lägre än 100 mSv projicerad dos under sju dygn som tillämpas idag. En avstyrd effektiv dos på 50 mSv motsvarar en projicerad effektiv dos på 50 mSv, eftersom det kan antas att utrymning reducerar stråldosen med 100 procent.

På lång sikt bör åtgärder för livsmedel vara gränssättande. För livsmedel hänvisar WENRA till EU:s vilande förordning om maximalt tillåtna nivåer i livsmedel och foder, vilken är oförändrad sedan WENRA tog fram *safety objectives* för nya kärnkraftsreaktorer [15] [11]. Med spridningsberäkningar och överföringsfaktorer från markbeläggning till aktivitetskoncentration i livsmedel andra året bör det kunna visas att WENRA:s *safety objective O3 (accidents with core melt)* uppfylls. WENRA anger det maximala avståndet 5 km där åtgärder för livsmedel kan anses vara acceptabla andra året vid utvärdering av om kriterierna för *safety objective O3* är uppfyllda [11].

För att kunna tolka WENRA *safety objectives* avseende konsekvenser på lång sikt behöver också permanent utrymning på grund av markbeläggning beaktas. När WENRA ursprungligen formulerade *safety objectives* angav IAEA att permanent utrymning på grund av markbeläggning är motiverat om den avstyrda effektiva dosen under en månad inte förväntas underskrida 10 mSv inom ett eller två år [47]. ICRP förde vid denna tid ett liknande resonemang [45]. Både ICRP och IAEA angav vidare att permanent utrymning på grund av arkbeläggning bör övervägas om den effektiva dosen under en livstid kan överskrida 1 Sv [47] [45]. Eftersom permanent utrymning på grund av markbeläggning kan antas reducera stråldoserna med 100 procent blir avstyrd effektiv dos samma som projicerad effektiv dos. IAEA anger vidare att permanent utrymning på grund av markbeläggning är motiverat när återflyttning inte kan förutses, men kopplar inte detta till en specifik tidsrymd [37]. IAEA anger dock att utrymning på grund av markbeläggning kan avbrytas när den projicerade effektiva dosen underskrider 20 mSv under ett år [50]. Om den projicerade årliga effektiva dosen från markbeläggningen överskrider detta kriterium under flera år bör utrymningen därmed rimligen ses som permanent. Efter olyckan i Fukushima Daiichi 2011 identifierade myndigheterna i Japan områden som det bedömdes vara svårt att återvända till under lång tid som områden där den projicerade årliga effektiva dosen förväntades överskrida 20 mSv

¹⁴ I senare rapporter hänvisar WENRA också till åtgärdsnivåer i IAEA GS-R-2 [47]. För inomhusvistelse anges 10 mSv avstyrd effektiv dos under två dygn, vilket skulle motsvara en projicerad effektiv dos på 20 mSv enligt samma resonemang. Det framgår dock i GS-R-2 att inomhusvistelse kan övervägas vid lägre avstyrda stråldoser.

¹⁵ I senare rapporter hänvisar WENRA också till åtgärdsnivåer i IAEA GS-R-2 [47]. För intag av jodtabletter anges 100 mSv avstyrd ekvivalent dos till sköldkörteln. Då jodtabletter kan förväntas ha en effektivitet på minst 90 procent kan detta i stort sett jämföras med 110 mSv projicerad dos. I GS-R-2 finns dock ett resonemang om att jodtabletter för barn och foster (gravida) kan vara motiverade vid betydligt lägre avstyrda sköldkörteldoser, ner till 10 mSv, vilket skulle motsvara cirka 11 mSv projicerad dos.



under en femårsperiod [51]. I denna utredning föreslås med detta som utgångspunkt att kriteriet 100 mSv projicerad effektiv dos från markbeläggningen under fem år efter att signifikanta utsläpp upphört ska tillämpas för permanent utrymning på grund av markbeläggning.

I Tabell 12 redovisas en tolkning av *safety objectives* och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten i rapporter från WENRA för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5.

Tabell 12. Tolkning av *safety objectives* och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten i rapporter från WENRA för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5.

Händelseklass (Sverige)	Tolkning av <i>safety objectives</i> och förväntningar avseende maximala radiologiska konsekvenser för allmänheten (WENRA)
H2	<p>Säkerhetsmål:</p> <ul style="list-style-type: none">- Inga radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde. <p>Inriktning för radiologiska acceptanskriterier:</p> <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort och lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o Begränsas av värdet för dosrestriktionen^a på 0,1 mSv effektiv dos under ett år till representativ person i allmänheten.
H3 H4A/B	<p>Säkerhetsmål:</p> <ul style="list-style-type: none">- Inga eller endast små radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde.- Minska radioaktiva utsläpp så långt det är möjligt och rimligt. <p>Inriktning för radiologiska acceptanskriterier:</p> <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort sikt:<ul style="list-style-type: none">o 10 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under sju dygn till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.o 50 mSv projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln från inandning av radioaktiv jod under sju dygn till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.- Konsekvenser på lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o WENRA konstaterar endast att livsmedelsåtgärder kan behöva övervägas för vissa händelser.
H5	<p>Säkerhetsmål:</p> <ul style="list-style-type: none">- Minska potentiella radioaktiva utsläpp till omgivningen från olyckor med härdsmälta, också på sikt. <p>Inriktning för radiologiska acceptanskriterier:</p> <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort sikt:<ul style="list-style-type: none">o 100 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under sju dygn till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.o 10 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under sju dygn till representativ person på avståndet 5 km från anläggningen.o 50 mSv projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln från inandning av radioaktiv jod under sju dygn till representativ person på avståndet 5 km från anläggningen.- Konsekvenser på lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o 100 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen på marken under fem år efter att signifikanta utsläpp har upphört till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.o Överskridande av gränsvärden för livsmedel i EU:s vilande förordning under andra året på avståndet 5 km från anläggningen.

^a Se 3 kap. 5 § SSF 2018:506 [30].



Enligt WENRA ska utrymning inte behövas utanför det omedelbara närområdet kring anläggningen för *safety objective O3*, se Tabell 10. WENRA anger att detta kan tolkas som att utrymning inte ska behövas utanför avståndet 3 km från anläggningen. WENRA tillämpar doskriteriet 50 mSv projicerad effektiv dos under en vecka för skyddsåtgärden utrymning. Med det högre doskriterium för utrymning, 100 mSv projicerad effektiv dos under en vecka som tillämpas i Sverige, bör ett kortare avstånd användas för att förslaget ska motsvara den ambitionsnivå som WENRA uttrycker eftersom stråldoserna avtar med avståndet. Avståndet som ges av området dit allmänheten inte har tillträde bör enligt utredningens uppskattningar utgöra ett lämpligt avstånd för att motsvara WENRA:s ursprungliga ambitionsnivå.

5.4 Utredningens förslag på mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten

I Tabell 13 redovisas utredningens förslag på mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten som kan tillämpas för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 för nya kärnkraftsreaktorer.

Tabell 13. Mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten.

Händelseklass	Mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten
H2	<ul style="list-style-type: none">- Endast försumbara radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde.
H3	<ul style="list-style-type: none">- Endast små radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde.
H4A/B	<ul style="list-style-type: none">- Utsläpp av radioaktivt material ska minskas så långt det är möjligt och rimligt.
H5	<ul style="list-style-type: none">- Endast begränsade radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde.- Utsläpp av radioaktivt material som leder till markbeläggning utanför området dit allmänheten inte har tillträde ska minskas så långt det är möjligt och rimligt.

För H2 är målet att radiologiska konsekvenser för allmänheten ska vara försumbara, vilket ska tolkas som en strävan att de ska vara så låga att de kan bortses från. För H3-H5 ska utsläpp av radioaktivt material begränsas så långt som det är möjligt och rimligt, vilket också uttrycker en strävan.

5.5 Utredningens förslag på radiologiska acceptanskriterier för allmänheten

I detta avsnitt redovisas utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för händelser och förhållanden i olika händelseklasser för nya kärnkraftsreaktorer. Samtliga radiologiska acceptanskriterier avser det tillskott som enskilda händelser och förhållanden ger upphov till. Se vidare avsnitt 6.1 avseende vilka värderingar med deterministiska metoder som IAEA rekommenderar för händelser och förhållanden i olika händelseklasser.

5.5.1 Händelseklass H2

För händelser och förhållanden i händelseklass H2 föreslår utredningen att olika radiologiska acceptanskriterier ska tillämpas för realistiska respektive konservativa värderingar med deterministiska metoder. I värderingar av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2 med realistiska deterministiska metoder kan liknande beräkningsmetodik användas som för händelseklass H1. I värderingar av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2 med konservativa deterministiska metoder kan samma beräkningsmetodik användas som för händelseklass H3-H5. Se vidare avsnitten 6.3 och 6.4.



I Tabell 14 redovisas utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H2. De föreslagna kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterierna i Tabell 14 ska tillämpas för händelser och förhållanden i händelseklass H2 som inte analyseras inom förväntad drift¹⁶.

Genom att tidsperioden som betraktas i föreslagna kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för värderingar med realistiska respektive konservativa deterministiska metoder är ett år, omfattas konsekvenser på både kort och lång sikt.

Med exponering från radioaktiva ämnen i luften och på marken avses exponering från radioaktiva ämnen som andas in, radioaktiva ämnen i plymen och radioaktiva ämnen på marken.

Tabell 14. Utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H2.

Händelseklass	Kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier
H2	<u>Värderingar med realistiska deterministiska metoder</u>
Inträffande-frekvens per år: $10^{-2} \leq F < 10^{-0}$	Kvalitativt radiologiskt acceptanskriterium: <ul style="list-style-type: none">- Effektiva doser ska inte överskrida värdet för dosrestriktionen^a för allmänheten utanför området dit allmänheten inte har tillträde. Kvantitativt radiologiskt acceptanskriterium: <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort och lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o 0,1 mSv projicerad effektiv dos från alla exponeringsvägar under ett år till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde. <u>Värderingar med konservativa deterministiska metoder</u>
	Kvalitativt radiologiskt acceptanskriterium: <ul style="list-style-type: none">- Effektiva doser från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken ska inte överskrida värdet för dosrestriktionen^a för allmänheten utanför området dit allmänheten inte har tillträde. Kvantitativt radiologiskt acceptanskriterium: <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort och lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o 0,1 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under de första sju dygnen^b samt exponering för radioaktiva ämnen på marken under ett år^c efter att signifikanta utsläpp har upphört till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.

^a Se 3 kap. 5 § SSF 2018:506 [30].

^b Om signifikanta utsläpp pågår längre än sju dygn ska hela tidsperioden som signifikanta utsläpp pågår beaktas.

^c Beräknat från olyckans inledning.

5.5.2 Händelseklass H3

I Tabell 15 redovisas utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H3.

Med skyddsåtgärder avses skyddsåtgärder som vidtas både i en radiologisk nödsituation och åtgärder som vidtas i en omgivning med joniserande strålning, se avsnitt 5.3.2. Någon undre nivå för att vidta skyddsåtgärder i en omgivning med joniserande strålning finns inte. Däremot anger

¹⁶ Med händelser och förhållanden inom förväntad drift avses enligt VL till 3 kap. 6 § SSMFS 2021:5 händelser och förhållanden i händelseklass H1 samt andra under ett år förväntade händelser och förhållanden i händelseklass H2 [4]. Exempel på dessa förlopp med avseende på strålkällan reaktorhärden är att det vanligen ansätts ett antal snabbstopp av olika karaktär.



ICRP att för befintliga exponeringssituationer¹⁷ som uppstår till följd av radiologiska nödsituationer, har nivån 1 mSv effektiv dos under ett år i praktiken tillämpats som en nivå under vilken inga ytterligare skyddsåtgärder vidtas [46].

Ett särskilt kvantitativt radiologiskt acceptanskriterium för ekvivalent dos till sköldkörteln från inandning av radioaktiv jod behövs inte, eftersom en ekvivalent dos till sköldkörteln på 50 mSv skulle innebära en effektiv dos som överskrider 1 mSv.

Tabell 15. Utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H3.

Händelseklass	Kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier
H3 Inträffandefrekvens per år: $10^{-4} \leq F < 10^{-2}$	Kvalitativt radiologiskt acceptanskriterium: <ul style="list-style-type: none">- Skyddsåtgärder ska inte behövas utanför området dit allmänheten inte har tillträde, varken på kort eller på lång sikt. Kvantitativa radiologiska acceptanskriterier: <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort sikt:<ul style="list-style-type: none">o 1 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under de första sju dygnen^a till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.- Konsekvenser på lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o 1 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva på marken under ett år^b efter att signifikanta utsläpp har upphört till representativ person utanför området dit allmänheten inte har tillträde.

^a Om signifikanta utsläpp pågår längre än sju dygn ska hela tidsperioden som signifikanta utsläpp pågår beaktas.

^b Beräknat från olyckans inledning.

5.5.3 Händelseklass H4A/B

I Tabell 16 redovisas utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H4A/B.

De kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterierna skiljer mellan händelser och förhållanden i händelseklass H3 och H4A/B, trots att de utgår från samma mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten. Utredningens motiv till denna skillnad är att IAEA pekar på att mer långtgående acceptanskriterier bör tillämpas för händelser och förhållanden som har högre inträffandefrekvens, se avsnitt 5.2.1. IAEA pekar också på att samma radiologiska acceptanskriterier kan övervägas för H4B och H3-H4A så långt det är praktiskt möjligt, se vidare avsnitt 5.2.1.

¹⁷ I svensk lagstiftning benämns befintlig exponeringssituation som omgivning med joniserande strålning [68].



Tabell 16. Utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H4A/B.

Händelseklass	Kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier
H4A/B Inträffande- frekvens per år: H4A: $10^{-6} \leq F < 10^{-4}$ (inre händelser) $10^{-5} \leq F < 10^{-4}$ (yttre händelser) H4B: $10^{-6} \leq F < 10^{-5}$ (yttre händelser) $F \geq 10^{-4}$ i kombination med tillkommande fel med gemensam orsak eller utebliven förmåga att föra in styrstavar	Kvalitativa radiologiska acceptanskriterier: - Utrymning, inomhusvistelse och jodtabletter ska inte behövas utanför området dit allmänheten har tillträde. Kvantitativa radiologiska acceptanskriterier: - Konsekvenser på kort sikt: o 10 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under de första sju dyggen ^a till representativ person utanför området dit allmänheten har tillträde. o 50 mSv projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln från inandning av radioaktiv jod under de första sju dyggen ^a till representativ person utanför området dit allmänheten har tillträde. - Konsekvenser på lång sikt: o 1 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva på marken under ett år ^b efter att signifikanta utsläpp har upphört till representativ person utanför området dit allmänheten har tillträde.

^a Om signifikanta utsläpp pågår längre än sju dygn ska hela tidsperioden som signifikanta utsläpp pågår beaktas.

^b Beräknat från olyckans inledning

5.5.4 Händelseklass H5

I Tabell 17 redovisas utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H5.

Ett viktigt ingångsvärde för radiologiska acceptanskriterier för händelser och förhållanden i händelseklass H5 är tolkningen av artikel 8a pkt 1 i kärnsäkerhetsdirektivet, eftersom de kärnsäkerhetsmål som anges där ger en övre nivå för mål avseende maximala radiologiska konsekvenser för nya kärnkraftsreaktorer som får tillstånd efter den 14 augusti 2014 [28]. Detta gäller i synnerhet tolkningen av vad som avses med att skyddsåtgärder är begränsade i tid och rum enligt artikel 8a pkt 1 (b). I syfte att harmonisera kravbilderna för nya kärnkraftsreaktorer internationellt, utgår förslagen i denna utredning från WENRA:s tolkning av vad som avses med att skyddsåtgärder är begränsade i tid och rum för nya kärnkraftsreaktorer.

En fråga avseende kriterier som kopplar till livsmedelsproduktion är om de är relevanta om en ny kärnkraftsreaktor placeras där ingen livsmedelsproduktion förekommer. En ny kärnkraftsreaktor har dock lång livslängd och förutsättningarna avseende t.ex. livsmedelsproduktion kring en anläggning kan komma att ändras över tid. Vidare kan viss livsmedelsproduktion förekomma även i områden utan storskalig produktion, t.ex. grönsaks- och fruktodling. Det blir upp till den som söker tillstånd att motivera urvalet av livsmedel.



Tabell 17. Utredningens förslag på kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier för enskilda händelser och förhållanden i händelseklass H5.

Händelseklass	Kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier
H5 Inträffande- frekvens per år: $F < 10^{-6}$	<p>Kvalitativa radiologiska acceptanskriterier:</p> <ul style="list-style-type: none">- Permanent utrymning på grund av markbeläggning och utrymning^a ska inte behövas utanför området där allmänheten inte har tillträde- Inomhusvistelse och jodtabletter ska inte behövas utanför anläggningens närområde.- Långsiktiga livsmedelsåtgärder ska inte behövas utanför anläggningens närområde. <p>Kvantitativa radiologiska acceptanskriterier:</p> <ul style="list-style-type: none">- Konsekvenser på kort sikt:<ul style="list-style-type: none">o 100 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under de första sju dyggen^b till representativ person utanför området där allmänheten inte har tillträde.o 10 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen i luften och på marken under de första sju dyggen^a till representativ person utanför avståndet 5 km från anläggningen.o 50 mSv projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln från inandning av radioaktiv jod under de första sju dyggen^b till representativ person utanför avståndet 5 km från anläggningen.- Konsekvenser på lång sikt:<ul style="list-style-type: none">o 100 mSv projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen på marken under fem år^c efter att signifikanta utsläpp har upphört till representativ person utanför området där allmänheten inte har tillträde.o Gränsvärden för livsmedel i EU:s vilande förordning Euratom 2016/52 under andra året efter utsläppet utanför avståndet 5 km från anläggningen.

^a Med utrymning avses utrymning på kort sikt.

^b Om signifikanta utsläpp pågår längre än sju dygn ska hela tidsperioden som signifikanta utsläpp pågår beaktas.

^c Beräknat från olyckans inledning

6 Beräkning av källtermer, stråldoser, och aktivitetskoncentrationer i livsmedel

6.1 Generella förutsättningar

Värderingar med deterministiska metoder av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten kan genomföras med olika tillvägagångssätt. De tillvägagångssätt som används för nya kärnkraftsreaktorer behöver, för att syftet med de radiologiska acceptanskriterier som föreslås i utredningen ska uppnås, genomföras enligt vad som anges i standarder från IAEA och rapporter från WENRA. I praktiken uppnås detta genom att följa anvisningarna i IAEA SSG-2 (Rev. 1) med tillhörande referenser.

I IAEA SSG-2 (Rev.1) [9] anges fyra alternativa tillvägagångssätt för värderingar med deterministiska metoder med varierande grad av konservatism, se Tabell 18.

Tabell 18. Fyra alternativa tillvägagångssätt för värderingar med deterministiska metoder med varierande grad av konservatism som IAEA anger.

Nr	Alternativ	Beräkningsprogram	Antaganden om systemtillgänglighet	Initial- och randvillkor
1	Konservativ	Konservativ	Konservativ	Konservativ
2	Kombinerad	Bästa uppskattning	Konservativ	Konservativ
3	Bästa uppskattning plus osäkerhet	Bästa uppskattning	Konservativ	Bästa uppskattning Delvis mer ofördelaktiga villkor
4	Realistisk ^a	Bästa uppskattning	Bästa uppskattning	Bästa uppskattning

^a För enkelhets skull används begreppet realistiskt tillvägagångssätt eller realistisk analys i IAEA SSG-2 (Rev.1) som beteckning för bästa uppskattning utan att kvantifiera osäkerheter.

IAEA anger att värderingar med deterministiska metoder för *design basis accidents* (H3 och H4A) mot radiologiska acceptanskriterier ska ske konservativt [2]. IAEA anger vidare att alternativ 1-3 kan anses vara konservativa där graden av konservatism sjunker från alternativ 1 till alternativ 3 [9]. IAEA rekommenderar att för nya kärnkraftsreaktorer bör alternativ 2 eller 3 användas, men öppnar också upp för att en kombination av alternativ 2 och 3 kan användas. Detta beror på tendensen att använda realistiska ingångsdata när omfattande underlag finns tillgängligt och konservativa ingångsdata när underlaget är bristfälligt. Skillnaden mellan dessa två alternativ är den statistiska kombinationen av osäkerheter.

IAEA rekommenderar vid värderingar med konservativa deterministiska metoder av *anticipated operational occurrences* (H2) att alternativ 2 eller 3, eller en kombination av dessa alternativ, används, dvs. samma som för H3 och H4A, då det ska visas att radiologiska acceptanskriterier kan innehållas [9]. Däremot kan, som komplement, värderingar med realistiska deterministiska metoder använda mer realistiska antaganden (alternativ 4) för att utvärdera driftsystemen och visa att olika drifhändelser inte leder vidare till olyckor.

För *design extension conditions without significant fuel degradation* (H4B) anger IAEA att värderingar med deterministiska metoder mot radiologiska acceptanskriterier kan ske med samma alternativ som vid värderingar av *design basis accidents* [9]. IAEA öppnar dock upp för att även alternativ 4 kan användas vid värderingar med deterministiska metoder för *design extension conditions*, under förutsättning att det samtidigt kan visas att marginalerna för att undvika tröskeeffekter¹⁸ är tillräckliga.

För *design extension conditions with core melting* (H5) anger IAEA att värderingar med deterministiska metoder bör ske med alternativ 4 [9].

IAEA pekar på att alternativ 1 i tabellen historiskt har använts för att förenkla värderingar och för att kompensera för begränsningar i modellering och kunskap om fysikaliska fenomen [9]. Genom att anta betydande konservatism skulle det säkerställas att om de radiologiska acceptanskriterierna innehölls för den studerade transienten skulle det även gälla för andra liknande transienter. Dock menar IAEA att konservatismen i alternativ 1 kan medföra att potentiellt viktiga fenomen döljs och att konservatismen i olika parametrar potentiellt tar ut varandra. Dessutom har experimentell forskning lett till signifikant ökad kunskap om fysikaliska fenomen och modelleringsförmågan har avsevärt förbättrats så att beräkningsresultaten idag stämmer bättre överens med faktiska

¹⁸ Med tröskeeffekt (*cliff edge effect*) avser IAEA när en liten förändring i ingångsvärde eller parametervärde kan medföra en abrupt förändring i anläggningens status till det sämre. Marginal till tröskeeffekter kan visas genom känslighetsstudier där ett mer konservativt värde på en dominerande parameter fortfarande medger marginaler för att bibehålla de olika fysiska barriärernas integritet [37].



händelsesekvenser. Allt detta gör att IAEA inte rekommenderar alternativ 1 i värderingar med deterministiska metoder för nya kärnkraftsreaktorer, med undantag för situationer där vetenskaplig kunskap och experimentellt stöd är begränsat. En sådan situation där vetenskaplig kunskap och experimentellt stöd kan vara begränsat är för nya reaktortekniker. En annan situation när alternativ 1 kan övervägas är i de fall förenklade och konservativa ansatser görs i värderingar, vilket är möjligt om det samtidigt kan visas att detta inte döljer svagheter i konstruktionen.

IAEA anger att de generella regler som gäller vid värderingar med deterministiska metoder också gäller för analyser av radiologiska konsekvenser för *anticipated operational occurrences*, *design basis accidents* och *design extension conditions* samt att specifik vägledning för sådana analyser finns i GSG-10 [9] [20].

6.2 Förutsättningar för beräkning av källtermer

6.2.1 Underlag

Utgångspunkten i en beräkning av omgivningskonsekvenser vid utsläpp av radioaktiva ämnen från en kärnreaktor är källtermen. Källtermen beskriver magnitud och sammansättning av olika radionuklider vid olika tidpunkter och på olika platser i en kärnreaktor. Tidpunktens påverkan på källtermen härrör från sönderfall medan platsens påverkan på källtermen beror på olika kemiska och fysikaliska urskilningsmekanismer. Den källterm som frigörs vid utsläpp till följd av en incident eller olycka brukar refereras till som källterm till omgivningen. Källtermen till omgivningen används sedan som underlag för spridnings- och dosberäkningar.

En viktig frågeställning i samband med framtagandet av radiologiska acceptanskriterier för allmänheten är om SSM ska ta fram bestämmelser för vissa specifika antaganden eller beräkningsmetodik vid uppskattning av källtermer till omgivningen. SSM beslutade 2009 att kraftbolagen skulle redovisa omgivningskonsekvenser för både realistiska och konservativa beräkningsfall för händelseklass H2-H4 (beslutet har sedan dess implementerats i nya föreskrifter). För de konservativa fallen skulle amerikansk beräkningsmetodik tillämpas. För de realistiska fallen angavs ingen specifik beräkningsmetodik rörande källtermen som skulle tillämpas utan kraftbolagen fick själva utveckla metodik och antaganden som redovisades i den så kallade metodikhandboken [52].

Metodikhandboken anger en mängd olika antaganden för olika incidenter och olycksfall i olika händelseklasser rörande transporten av aktivitet i kärnreaktorns olika system och processer. Resultaten från de realistiska analyserna avseende omgivningskonsekvenser visar på mycket små (triviala) stråldoser för H2-H4 fallen och ur den redovisning som kraftbolagen har presenterat kan det konstateras att den avgörande frågan för omgivningspåverkan är huruvida bränsleskador uppstår där ämnen från radioaktiva ämnen frigörs. Från redovisningen framgår också att källtermen till omgivningen i de realistiska analyserna härleds från den aktivitet som finns i reaktorvattnet under förväntat drift (inklusive jodspik som frigörs vid snabbstopp) och att bränsleskador inte har ingått i källtermen. Enligt värderingarna med deterministiska metoder leder de redovisade missödena och transienterna inte till bränsleskador med realistiska antaganden, vilket återspeglas i omgivningskonsekvensanalyserna. Baserat på erfarenheten från beslutet är det rimligt att reflektera över vad en analys av omgivningskonsekvenser ska påvisa ur säkerhetssynpunkt och om myndigheten bör ange vissa beräkningsförutsättningar avseende källtermen till omgivningen för att tillse att värderingarna med deterministiska metoder ger resultat som kan omsättas i en värdering med deterministiska metoder av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten.

Det som begränsar utsläpp till omgivningen vid olika händelser eller förhållanden i en lättvattenreaktor är barriärer, dedikerade system för urtvättning av aktivitet samt kvarhållning av aktivitet på ytor och i olika vattenutrymmen som kondensationsbassäng eller sump. Det är närmast trivialt att konstatera att inga utsläpp når omgivningen om barriärerna är intakta. Om en barriär brister är det däremot av säkerhetsbetydelse att förstå övriga barriärernas bidrag till



kvarhållningen av aktivitet ihop med eventuella urtvättningssystem som inneslutningssprinkling, vilket enkelt kan beskrivas som anläggningsresponsen vid olika missöden eller olyckor.

6.2.2 Förslag

Enligt SSMFS2021:4 Bilaga 3, kriterier för de grundläggande funktionerna, får bränsleskador inte uppstå i händelseklass H2, för händelseklass H3 får endast ett fåtal kärnbränslepatroner skadas och för händelseklass H4 får stora skador på reaktorhärden inte uppstå. För H2-händelser kan det vara en tillräckligt konservativ ansats att källtermen beräknas med aktivitetsnivåer som anges som högsta tillåtna i primärsystemet enligt strålsäkerhetsredovisningen vid effektdrift. För de högre händelseklasserna föreslås en kvantitativ uttolkning av de kvalitativa beskrivningarna i konstruktionsföreskriften vara lämplig indata vad gäller antagna bränsleskador i omgivningskonsekvensanalyserna.

För händelseklass H3 anges enligt vad som nämnts ovan att endast ett fåtal kärnbränslepatroner får skadas. Med utgångspunkt från befintliga reaktorer blir beskrivningen otydlig, då antalet bränslepatroner skiljer stort mellan kokvattenreaktorer (ca 700 kärnbränslepatroner) och tryckvattenreaktorer (ca 150 kärnbränslepatroner) och det antas att ett fåtal representerar att en viss procent av kärnbränslepatronerna är skadade. Fåtal är synonym med några som allmänt används i betydelse 3-5, vilket skulle betyda att för H3-händelser får inte mer än 3-5% av kärnbränslepatronerna skadas. Här föreslås det nedre intervallet i spannet för att inte signalera en hög acceptans från myndigheten för bränsleskador i händelseklass H3, dvs. 3% bränsleskador.

För H4-händelser gäller att stora skador på härden inte får uppstå. Enligt de gamla så kallade LOCA-kriterierna från USA gäller att reaktorhärden måste behålla en kylbar geometri vid kylmedelsförlust för att förhindra skador på reaktorhärden där kapslingsfragment blockerar kylflödet. Det kriteriet har omsatts i en maximal temperatur på kapslingen på ca 1200 °C och en maximal kapslingsförsprödning på grund av oxidering på 17%. Kapslingsoxidering är inte liktydigt med sådana kapslingsskador att gapinventariet frigörs fullständigt, men ger ramar för när stora härdsador inträder vid olyckor i djupförvarsnivå 3. Här antas att bränsleskador i händelseklass H4A/B maximalt får uppgå till 10% för att inte riskera mer omfattande härdsador via kapslingsoxidering och för att inte signalera högre acceptans från myndigheten för bränsleskador i händelseklass H4.

En sammanfattning av diskussionen ges i Tabell 19.

Tabell 19. Förslag på antagna bränsleskador för beräkning av källterm i värderingar med deterministiska metoder.

Händelseklass	Procentandel av bränslepatroner	Kommentar
H2	Uppgifter från SAR	Skador på kärnbränslepatroner får inte uppstå
H3	3%	Endast ett fåtal kärnbränslepatroner skadas
H4A/B	10%	Stora skador på reaktorhärden får inte uppstå

Den aktivitet som antas frigöras vid bränsleskador är gapinventariet, dvs. den gasformiga aktivitet som finns mellan bränslestavens kapsling och bränslekutsarna. Myndigheten föreslås inte ange hur stort gapinventariet är då det beror på till exempel utbränning, utan det blir upp till den tillståndssökande att föreslå och motivera det gapinventarium som frigörs till följd av de antagna bränsleskadorna. Jodens kemiska form föreslås inte heller anges av myndigheten utan av den tillståndssökande. Förslaget ovan gäller lättvattenreaktorer. Tillståndssökande som ansöker om annan reaktorteknik får på egen hand ta fram motsvarande förutsättningar med tillhörande motivering.

Antaganden om bränsleskador i H3 och H4 kan tillämpas för ett värsta fall som identifierats i händelseurvalet och som får representera respektive händelseklass som ett ”paraplyfall”, under förutsättning att inte fall med allvarligare bränsleskador identifieras i framtagandet av källtermer med konservativa antaganden. Vidare så ska antagandena göras för missöden och olyckor som härrör från reaktorhärden och inte tillämpas för t.ex. tubbrott i tryckvattenreaktorers ånggeneratorer eller andra så kallade by-passhändelser, bränslehanteringsmissöde, brand i avfallsanläggning etc.

I sammanhanget är det värt att understryka att antagandena om bränsleskador inte på något sätt underkänner förbättringar i reaktorkonstruktioner eller andra säkerhetsförbättrande åtgärder som vidtagits av reaktorleverantörer samt att antagandena endast är tillämpliga på lättvattenreaktorer.

6.3 Förutsättningar och metodik för beräkning av stråldoser

6.3.1 Underlag – Atmosfärisk spridning

I GSG-10 anger IAEA att val av meteorologiska data, hydrologiska data och andra ingående parametrar i samband med spridnings- och dosberäkningar för potentiell exponering beror på vilken värdering som ska genomföras. För en detaljerad värdering av antagna händelser och förhållanden för kärntekniska anläggningar anger IAEA att platsspecifika data som har samlats in under en längre tid bör användas. IAEA öppnar dock upp för att statistiska samplingsmetoder kan tillämpas för att minska beräkningsomfattningen.

Ett exempel på samplingsmetoder som tidigare har använts i säkerhetsredovisningar är en koncentrationsmatris över s.k. relativ koncentration¹⁹ [53]. Beräkningarna är gjorda för sammanställda väderdata från ett kärnkraftverk i den mest belastade bäringen (vindriktningen) och 95% kumulativ frekvens för olika utsläppstider och avstånd vid en given utsläppshöjd. Aktivitetskoncentrationen (Bq/m³) är produkten av den relativa koncentrationen (s/m³) och aktivitetsutsläppshastigheten (Bq/s). I relativa koncentrationsberäkningen har utarmning av plymen (aktivitetsmolnet) genom sönderfall och deposition bortsetts från, vilket påverkar dosberäkningen. Pågående utsläppet under en längre tid eller med varierande mängd över tid kan denna metod medföra vissa begränsningar.

Även rätlinjig Gaussisk plymmodell har använts i säkerhetsredovisningar, exempelvis R-91 från UKHSA [54] eller LENA från SSI [55]. I GSG-10 anger IAEA att Gaussisk plymmodell generellt kan användas i närområdet, men att försiktighet bör iakttas om terrängen är komplex [20]. Numera finns även andra modeller såsom Gaussiska puffmodeller, Eulerska modeller och Lagranska (partikel) modeller eller kombinationer av sådana att tillgå. Detta möjliggör även beräkningar på större avstånd och användning av tredimensionella väderdata.

De radioaktiva ämnen som finns i plymen kan deponera genom olika processer, torr- och våtdeposition, vilket medför en markbeläggning. Depositionen beror både på partikelstorlek och kemisk form. Olika metoder kan användas för att modellera deponerad aktivitet, till exempel genom att multiplicera den marknära tidsintegrerade luftkoncentrationen med en depositions-hastighet för torrdepositionen. Tillkommande våtdeposition beroende på regnintensitet kan till exempel beräknas med hjälp av en urtvättningskoefficient [55]. Val av depositionsparametrar för olika radionuklider ingår vanligtvis i spridningsmodellen.

Kännedom om olika spridnings- och depositionsmodellers begränsningar är viktigt för att kunna välja rätt metod. Även valet av väderdata påverkar resultatet, till exempel vilken vädermodell som används och väderdatats rums- och tidsupplösning [56].

¹⁹ Proportionalitetskonstanten mellan aktivitetskoncentration vid ett visst avstånd och utsläppshastigheten.



6.3.2 Underlag – Dosberäkning generell

I värderingar med realistiska deterministiska metoder av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2 (som inte analyseras inom förväntad drift) kan liknande beräkningsmetodik vid beräkning av stråldoser användas som för händelseklass H1 och förväntad drift. I 3 kap. 6-7 §§ SSMFS 2021:5 redovisas förutsättningar för sådana beräkningar. En viktig skillnad är dosintekning, dvs. då utsläppen sker mer kontinuerligt och ackumuleras över tiden inte ska tillämpas, eftersom analysen gäller för enskilda händelser och förhållanden. Detta medför även att jämviktsförhållanden i naturen inte alltid kan antas så att överföring från exempelvis jord till växt kan variera över tid. Dock kan det vara konservativt att anta att jämviktsförhållanden råder.

I värderingar med konservativa deterministiska metoder av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2 liksom i värderingar med deterministiska metoder av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H3-H5 bör stråldoser beräknas på kort respektive lång sikt enligt utredningens förslag.

6.3.3 Underlag – Exponeringsvägar och exponeringstider

I ICRP 101 rekommenderas att alla relevanta exponeringsvägar ska beaktas i dosberäkningarna [57]. Med relevanta exponeringsvägar menas de exponeringsvägar som bidrar till majoriteten av den totala stråldosen. I GSG-10 anges att en del exponeringsvägar kan exkluderas i beräkningen i det fall dosbidraget för dessa exponeringsvägar saknas eller är försumbara, men att dessa överväganden behöver motiveras [20]. Detta föreslås gälla för värderingar med realistiska deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2 som inte analyseras under förväntad drift.

För värderingar med konservativa deterministiska metoder för händelser och förhållanden i händelseklass H2 samt för värderingar med deterministiska metoder för händelser och förhållanden i händelseklass H3-H5 kan valet av exponeringsvägar variera beroende på vilken tidsperiod analysen avser. I det korta tidsperspektivet ger ett utsläpp till luften tre huvudsakliga bidrag till projicerad²⁰ effektiv dos till en representativ person: dos från extern exponering från aktivitetsmolnet (s.k. molndos), dos från intern exponering vid inandning av radioaktiva ämnen (s.k. inandningsdos) och dos från extern exponering av det som deponerar på marken (s.k. markdos). För att täcka in en utsläppsfas har tid för exponering satts till 7 dygn. Dock ska det noteras att vid intern exponering är de doskoefficienter²¹ som normalt används integrerade upp till 70 år, dvs. 69 år för 1-årigt barn och 50 år för vuxna, där de radioaktiva ämnena bidrar så länge de finns kvar i kroppen. Detta gäller även den projicerade ekvivalenta dosen till sköldkörteln från radioaktivt jod. I det korta tidsperspektivet förutsätts i analysen att den representativa personen vistas utomhus.

Hur de ingående parametrarna (exempelvis sådana som rör källterm såsom utsläppsvägar, transporten såsom depositionshastigheter och dosberäkningen såsom inandningshastigheter) påverkar stråldoserna och graden av konservatism kan vara viktigt att beakta. IAEA påpekar att ett antagande som är konservativt valt för en exponeringsväg inte nödvändigtvis är konservativt för en annan exponeringsväg och pekar på att en väl avvägd kompromiss kan behöva göras [20].

I det långa tidsperspektivet kan fler exponeringsvägar bidra till stråldosen t.ex. genom en intern exponering via intag av livsmedel. Det finns gränsvärden för livsmedel (aktivitetskoncentrationer i olika livsmedel) som träder i kraft inom EU efter en olycka [15]. EU:s gränsvärden är

²⁰ Projicerad dos betyder dos som en person erhåller givet att inga skyddsåtgärder vidtas.

²¹ Doskoefficienterna är tabulerade värden som omvandlar aktivitetsintag/koncentration till stråldos/dosrat.



beräkning med utgångspunkten att stråldoserna från intag av saluförda livsmedel ska underskrida 1 mSv effektiv dos per år, se underlag till valda gränsvärden [58] [59].

I det långa tidsperspektivet kommer även dos via markbeläggning att bidra även efter att aktivitetskoncentrationen i luften försvinner. Över tid bör hänsyn tas till att de radioaktiva ämnena tränger ner i marken och därmed kan viss skärmning ske i jorden. De radioaktiva ämnena kan också komma att förflyttas på grund av exempelvis kraftigt regn, vilket också påverkar exponeringen. Även antagandet om att en person under ett år förväntas vistas inomhus en stor andel av tiden med delvis skärmning kan antas. Lämplig skyddsfaktor²² bör användas som tar hänsyn till förekommande hustyper och dess skärmande förmåga. Exempel på genomgång av olika skyddsfaktorer finns i SSM 2017:27 Översyn av beredskapszoner [60].

6.3.4 Underlag – Representativ person

I GSG-10 anger IAEA att det är dos till representativ person²³ som bör beräknas vid potentiell exponering. En representativ person är en person som erhåller en stråldos som är representativ för stråldoserna till mer exponerade personer ur allmänheten, med undantag för de som har extrema eller sällsynta vanor enligt ICRP 101 [57].

I ICRP 101 beskrivs ICRP att det finns doskoefficienter för sex olika åldersgrupper (förutom doskoefficienter för olika fosterstadier) för intern exponering (inandning och intag)²⁴:

- 3-månaders spädbarn, från 0 till 1 års ålder
- 1-årigt barn, mer än 1 år till 2 års ålder
- 5-årigt barn, mer än 2 år till 7 års ålder
- 10-årigt barn, mer än 7 år till 12 års ålder
- 15-årigt barn, mer än 12 år till 17 års ålder
- Vuxen, mer än 17 års ålder.

ICRP anger även att i de flesta fall kan det räcka att studera tre åldersgrupper baserad på den information som finns gällande intag av livsmedel: spädbarn (doskoefficienter för 1-årigt barn), barn (doskoefficienter för 10-årigt barn) och vuxen (doskoefficienter för vuxen). Enligt ICRP 101 gäller rekommendationen generellt för intern exponering från intag (eng. *intake*).

6.3.5 Underlag – Doskoefficienter

Vanligtvis används doskoefficienter från ICRP, exempelvis ICRP publikation 119, för beräkning av inhalationsdosen [61]. Vid inandning är det viktigt att samma källa till doskoefficient som till val av inandningshastighet används. Nuklidspecifika doskoefficienter för effektiv dos (nSv/h per Bq/m³) från molndos finns i ICRP 144 [62] (air submersion) för olika åldersgrupper. Värdena gäller för en halvoändlig volymkälla, vilket vanligtvis kan användas på avstånd utanför anläggningen. Även nuklidspecifika doskoefficienter för effektiv dosrat (nSv/h per Bq/m²) för olika åldersgrupper finns i ICRP 144 [62] (soil contamination, 0,5 g/cm²). Värdena gäller för en halvoändlig ytbeläggning, vilket vanligtvis kan användas för dessa beräkningar. Vid valet av doskoefficienter bör de senaste doskoefficienterna från ICRP användas.

²² Med skyddsfaktor avses kvoten mellan stråldos inomhus i skydd och stråldos utomhus i skydd för samma plats och exponeringstid. Ordvalet skyddsfaktor gäller här för normal inomhusvistelse över lång tid, dvs. inte för den brådskande skyddsåtgärden inomhusvistelse.

²³ Genom att utgå från representativ person blir värderingen representativ för personer ur allmänheten som ska skyddas [57].

²⁴ ICRP har även publicerat åldersspecifika doskoefficienterna vid extern exponering [62].

6.3.6 Utredningens förslag

I värderingar med realistiska deterministiska metoder av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2 (som inte analyseras inom förväntad drift) föreslår utredningen att liknande beräkningsmetodik som för händelseklass H1 används. I 3 kap. 6-7 §§ SSMFS 2021:5 [4] redovisas förutsättningen för sådana beräkningar. En skillnad är att dosintekning inte ska tillämpas. Detaljerade beskrivningar av beräkningsmetodik för förväntad drift finns i IAEA GSG-10 [20] och IAEA Revision of NS-G-3.2 [56]. Valet av beräkningsmetodik ska motiveras.

I värderingar med konservativa deterministiska metoder av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2 liksom i värderingar med deterministiska metoder av radiologiska konsekvenser avseende allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H3-H5 föreslår utredningen att total projicerad effektiv dos under sju dygn och, i förekommande fall, projicerad ekvivalent dos till sköldkörteln vid inandning av radioaktiv jod under sju dygn ska beräknas till representativ person med beaktande av vad som anges i Tabell 20. Valet av beräkningsmetodik ska motiveras. Utredningen föreslår vidare att projicerad effektiv dos från exponering för radioaktiva ämnen på marken under ett år, eller i förekommande fall fem år (permanent utrymning), efter att signifikanta utsläpp upphört ska beräknas till representativ person med beaktande av vad som anges i Tabell 20. I det korta respektive långa tidsperspektivet ska det gå att visa att det kvantitativa radiologiska acceptanskriteriet innehålls för en representativ person vid, eller bortom, det antagna avståndet.

Tabell 20. Utredningens förslag på beräkningsmetodik för stråldoser för händelser och förhållanden i händelseklass H2 i värderingar med konservativa deterministiska metoder samt för händelser och förhållanden i händelseklass H3-H5 i värderingar med deterministiska metoder.

	Effektiv dos	Ekvivalent dos till sköldkörtel
Väderfall	Representera 95% av förekommande fall ^a vid, eller i närheten av, utsläppspunkt	Representera 95% av förekommande fall vid, eller i närheten av, utsläppspunkt
Exponeringsvägar	Molndos, inandningdos och markdos för konsekvenser på kort sikt och markdos för konsekvenser på lång sikt	Dos till sköldkörtel vid inandning radioaktiv jod
Doskoefficienter	De senaste från ICRP	De senaste från ICRP
Exponeringstid	7 dygn ^b för konsekvenser på kort sikt och 1 respektive 5 år för konsekvenser på lång sikt	Inandning under plympassage (tid inuti kroppen ingår i doskoefficient)
Representativ person	1-årigt barn, 10-årigt barn eller vuxen	1-årigt barn

^a Kan visas med exempelvis statistiska metoder.

^b Inandning under plympassage (tid inuti kroppen ingår i doskoefficient).

6.4 Förutsättningar och metodik för beräkning av aktivitetskoncentrationer i livsmedel

6.4.1 Underlag

För att beräkna aktivitetskoncentrationer i livsmedel behöver utsläppet modelleras från utsläppspunkt till naturen. Detta steg kan utföras i enlighet med beskrivningen i avsnitt 6.3.1 och utredningens förslag i avsnitt 6.3.6.

Transporten av radionuklider från marken till livsmedel innefattar ett antal steg i livsmedelskedjan beroende på vilket livsmedel som studeras [63]. Det kan vara alltifrån dricksvatten, produkter från jordbruket, fiske, egenodlat eller självplockat från naturen. Faktorer som kan påverka aktivitetskoncentrationen i livsmedel är exempelvis typ av produktion, årstid och geografiskt område. Även om en ny kärnkraftsreaktor placeras där ingen livsmedelsproduktion förekommer bör den långa livslängden beaktas så att förutsättningarna avseende t.ex. livsmedelsproduktion kring en anläggning kan komma att ändras över tid. Vidare kan viss livsmedelsproduktion förekomma även i områden utan storskalig produktion, t.ex. grönsaks- och fruktodling.



Om aktivitetskoncentrationer i livsmedel beräknas kan dessa jämföras mot gränsvärden i EU:s vilande förordning. Beräkningen kan ske på olika sätt. Ett förenklat sätt att få fram aktivitetskoncentrationen för en viss radionuklid i en viss växtprodukt eller kött givet en viss markbeläggning kan vara att använda s.k. överföringsfaktorer. En annan metod är att använda radioekologiska transportmodeller där parametervärden i livsmedelskedjan används i modelleringen.

6.4.2 Utredningens förslag

Utredningen föreslår att använda samma riktlinjer för spridningsmodell och väderdata som vid dosberäkning för händelser och förhållanden i händelseklass H5. Det betyder att valet av beräkningsmetodik ska motiveras och historiska väderfall som representerar 95% av förekommande väderfall²⁵ vid, eller i närheten av, utsläppspunkten ska användas. I efterföljande analyser ska valet av metod och urvalet av livsmedel motiveras.

7 Underlag till reglering

7.1 Underlag

Radiologiska acceptanskriterier avseende radiologiska konsekvenser för allmänheten kan uttryckas kvalitativt eller kvantitativt. För att kunna värdera resultaten av värderingar med deterministiska metoder behöver dock kvantitativa kriterier i något skede tas fram. Både kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier bör därför anges som krav i SSM:s föreskrifter för att åstadkomma en tydlig kravbild i regleringen.

För att kravbilderna ska bli tydliga bör också förutsättningar för att beräkna de kvantitativa radiologiska acceptanskriterierna, i den mån det behövs, anges i SSM:s föreskrifter.

Utredningen bedömer att vissa förutsättningar avseende beräkning av källtermer bör anges i SSM:s föreskrifter. Utredningen har övervägt tre alternativ:

1. Ange postulerade bränsleskador som ett krav i föreskriften (för lättvattenreaktorer).
2. Ange att för värderingar med konservativa deterministiska metoder ska källterm tas fram med konservativa antaganden.
3. Ange att för värderingar med konservativa deterministiska metoder ska källterm tas fram med konservativa antaganden och ange postulerade bränsleskador för lättvattenreaktorer som ett allmänt råd.

Utredningen bedömer att alternativ 3 på ett bra sätt skiljer mellan krav och rekommendationer. Kravet blir teknikneutralt samtidigt som det blir tydligt i det allmänna rådet vad SSM förväntar sig i en ansökan om en ny lättvattenreaktor. Den som söker tillstånd måste visserligen göra en fullständig värdering, men det är enligt utredningen rimligt.

Utredningen bedömer vidare att vissa förutsättningar avseende beräkning av stråldoser bör anges i SSM:s föreskrifter. Det bör framgå vilka exponeringsvägar som ska beaktas liksom vilka exponeringstider som ska tillämpas. Det bör också vara tydligt att beräkningarna ska ske för representativ person samt vilka åldersgrupper som beräkningarna ska omfatta. Vidare bör det framgå vilka doskoefficienter som ska användas. Dessutom bör det framgå hur variationer i väderförhållanden ska behandlas. Vissa förutsättningar för beräkning av stråldoser från markbeläggningen på lång sikt bör också anges.

²⁵ Detta kan visas med exempelvis statistiska metoder.



Utredningen bedömer också att det bör anges i SSM:s föreskrifter hur variationer i väderförhållanden ska behandlas vid beräkning av aktivitetskoncentrationer i livsmedel.

Utredningen konstaterar att val av modeller och beräkningsprogram samt förutsättningarna för dessa, antaganden om systemtillgänglighet inklusive val av initial- och randvillkor, behöver motiveras för värderingar med deterministiska metoder.

För att de kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier avseende radiologiska konsekvenser för allmänheten som föreslås i utredningen ska leda till önskat resultat, behöver det vara tydligt i föreskrifterna att värderingar med deterministiska metoder genomförs enligt krav och rekommendationer från IAEA och WENRA. I praktiken innebär detta att värderingarna med deterministiska metoder för nya kärnkraftsreaktorer genomförs i enlighet med rekommendationer i IAEA SSG-2 (Rev. 1) och tillhörande referenser [9].

7.2 Utredningens förslag

7.2.1 Befintliga krav i SSMFS

När det gäller beräkningsförutsättningar för stråldoser och aktivitetskoncentrationer i livsmedel är vissa delar redan reglerade i SSMFS. Det framgår av 5 kap. 3 § SSMFS 2018:1 att beräkningarna av effektiv dos och sköldkörteldos ska ske för representativ person samt vilka åldersgrupper som ska omfattas [29]. Det framgår av 5 kap. 3 § SSMFS 2018:1 att de senaste doskoefficienter från ICRP ska tillämpas vid beräkning av stråldoser från inandning [29]. Det framgår av 3 kap. 18 § SSMFS 2021:5 att normal inomhusvistelse ska beaktas vid beräkning av effektiv dos från markbeläggningen på sikt [4]. Det framgår av 3 kap. 16 § i SSMFS 2021:5 hur variationer i väderförhållanden ska behandlas [4]. Det framgår av 3 kap. 3 § i SSMFS 2021:5 att val av modeller och beräkningsprogram samt förutsättningarna för dessa, antaganden om systemtillgänglighet inklusive val av initial- och randvillkor ska motiveras för värderingar med deterministiska metoder [4]. Det framgår av 4 kap. 5 § i SSMFS 2021:5 att de grundläggande funktionerna ska fullgöras så att den förutsedda exponeringen och potentiella exponeringen av arbetstagare och allmänhet för joniserande strålning och utsläpp av radioaktiva ämnen till miljön kan begränsas så långt som det är möjligt och rimligt.

7.2.2 Underlag till ändringar och tillägg i SSMFS

Utredningen föreslår att kvalitativa radiologiska acceptanskriterierna för nya kärnkraftsreaktorer införs som kriterier för de grundläggande funktionerna i bilaga 3 till SSMFS 2021:4 (tabell 3) och att kvantitativa radiologiska acceptanskriterierna för nya kärnkraftsreaktorer införs som acceptanskriterier i bilaga 1 till SSMFS 2021:5 (tabell 2 för effektiv dos, tabell 3 för sköldkörteldos och en ny tabell för aktivitetskoncentrationer i livsmedel).

Utredningen förslår vidare att det förs in ett krav i kapitel 3 i SSMFS 2021:5 att konservativa antaganden ska tillämpas vid framtagning av källterm för värderingar med konservativa deterministiska metoder samt ett allmänt råd om att postulerade bränsleskador enligt tabell 20 eller motsvarande bör tillämpas vid tillämpning av kravet.

När det gäller beräkningsförutsättningar för stråldos föreslår utredningen att vilka exponeringsvägar som ska beaktas och vilka exponeringstider som ska tillämpas antingen för in som ett krav i kapitel 3 till SSMFS 2021:5 eller anges i bilaga 1 till SSMFS 2021:5 i enlighet med hur kvantitativa radiologiska acceptanskriterier uttrycks i Tabell 14 - Tabell 17. När det gäller tillämpning av de senaste doskoefficienterna från ICRP vid beräkning av effektiva doser från extern exponering föreslår utredningen att det antingen förs in som ett krav i SSMFS 2018:1 eller i kapitel 3 i SSMFS 2021:5. När det gäller förutsättningar för beräkning av effektiv dos från markbeläggningen på sikt föreslår utredningen att 3 kap. 18 § SSMFS 2021:5 dels kompletteras med att hänsyn också kan tas till att radioaktiva ämnen tränger ner i marken och dels justeras avseende exponeringstid.



Utredningen lämnar inte några förslag på om det behövs ändringar i SSMFS 2021:4 och SSMFS 2021:5 för att det ska vara tydligt att värderingarna med deterministiska metoder för nya kärnkraftsreaktorer genomförs i enlighet med rekommendationer i IAEA SSG-2 (Rev. 1) och tillhörande referenser för nya kärnkraftsreaktorer. Utredningen bedömer att detta bäst hanteras i samband med att föreskrifterna ändras. Föreskriftsarbete kräver annan kompetens än den som arbetsgruppen besitter samtidigt som eventuella justeringar inte innebär några principiella ställningstaganden.

8 Möjlighet till olika radiologiska acceptanskriterier för allmänheten beroende på storlek och placering av en kärnkraftsreaktor

Inom WENRA RHWG diskuteras om *safety objective O3* för *accidents with core melt* bör justeras i syfte att ytterligare minska potentiella radioaktiva utsläpp med beaktande av placering och befolkningstäthet för en ny kärnkraftsreaktor [64]. I dagsläget saknas internationell konsensus i denna fråga och utredningen föreslår inte att det ska införas i det svenska regelverket. Om internationell konsensus i ett senare skede skulle uppnås om en sådan justering av *safety objective O3* för *accidents with core melt*, bör utredningens förslag dock inte innebära några hinder.

Genom att målen för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten i Tabell 13 uttrycker en strävan kan de, i princip, kopplas till olika radiologiska acceptanskriterier t.ex. för kärnkraftsreaktorer med olika effekt eller för placering av nya kärnkraftsreaktorer på platser med olika omkringliggande befolkningstäthet.

I Tabell 21 redovisas hur olika radiologiska acceptanskriterier skulle kunna tillämpas beroende på storlek och placering av en ny kärnkraftsreaktor för händelser och förhållanden i händelseklass H3-H5. I tabellen redovisas kvalitativa radiologiska acceptanskriterier, men tillhörande kvantitativa radiologiska acceptanskriterier i Tabell 15 till Tabell 17 kan tillämpas på motsvarande sätt.

Tabell 21. Möjlig tillämpning av olika kvalitativa acceptanskriterier beroende på storlek och placering av en kärnkraftsreaktor.

Händelseklass	Mål för begränsning av radiologiska konsekvenser för allmänheten	Stor kärnkraftsreaktor eller placering i område med låg befolkningstäthet	Liten kärnkraftsreaktor eller placering i område med hög befolkningstäthet
H3	Endast små radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde	Skyddsåtgärder ska inte behövas utanför området dit allmänheten inte har tillträde, varken på kort eller på lång sikt	Skyddsåtgärder ska inte behövas utanför området dit allmänheten inte har tillträde, varken på kort eller på lång sikt
H4A/B	Utsläpp av radioaktivt material ska minskas så långt det är möjligt och rimligt	Utrymning, inomhusvistelse och jodtabletter ska inte behövas utanför området dit allmänheten inte har tillträde	Skyddsåtgärder ska inte behövas utanför området dit allmänheten inte har tillträde, varken på kort eller på lång sikt
H5	Endast begränsade radiologiska konsekvenser utanför området dit allmänheten inte har tillträde Utsläpp av radioaktivt material som leder till markbeläggning utanför området dit allmänheten inte har tillträde ska minskas så långt det är möjligt och rimligt	Permanent utrymning på grund av markbeläggning och utrymning ska inte behövas utanför området dit allmänheten inte har tillträde Inomhusvistelse och jodtabletter ska inte behövas utanför anläggningens närområde Långsiktiga livsmedelsåtgärder ska inte behövas utanför anläggningens närområde	Utrymning, inomhusvistelse och jodtabletter ska inte behövas utanför område dit allmänheten inte har tillträde

9 Behov av vidare utredning

Utredningen har under arbetets gång identifierat tre områden där det finns behov av ytterligare utredning.

Enligt 3 kap. 19 § SSMFS 2021:5 ska nya kärnkraftsreaktorer också värderas med konservativ källterm enligt NRC RG 1.183 [17]. I denna utredning föreslås hur värderingar med deterministiska metoder ska genomföras med realistiska och konservativa metoder för nya kärnkraftsreaktorer i enlighet med standarder från IAEA och rapporter från WENRA. Det bör därför utredas om nya kärnkraftsreaktorer också ska utvärderas enligt amerikansk standard.

SSM:s föreskrifter med tillhörande allmänna råd syftar till att upprätthålla och utveckla strålsäkerheten i kärnkraftsreaktorers konstruktion, för att så långt som det är möjligt och rimligt skydda människor och miljön mot skadlig verkan av joniserande strålning [3]. Det finns sedan tidigare radiologiska acceptanskriterier för arbetstagare som gäller för befintliga och nya kärnkraftsreaktorer. I denna utredning föreslås radiologiska acceptanskriterier för allmänheten för nya kärnkraftsreaktorer. Det bör därför utredas om det också bör tas fram radiologiska acceptanskriterier för miljön.

De radiologiska acceptanskriterier som föreslås i utredningen är avsedda att tillämpas på enskilda kärnkraftsreaktorer med oberoende säkerhetssystem. Det bör utredas hur radiologiska acceptanskriterier ska tillämpas för kärntekniska anläggningar som t.ex. innehåller flera integrerade reaktorhårdar, se INSAG-28 [65].



10 Sammanfattning av utredningens förslag

I utredningen föreslås, med utgångspunkt i standarder från IAEA och rapporter från WENRA, kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterier avseende konsekvenser för allmänheten för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 för nya kärnkraftsreaktorer. De föreslagna radiologiska acceptanskriterierna anger en högsta nivå av radiologiska konsekvenser för allmänheten som kan accepteras vid värdering med deterministiska metoder av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten hos en ny kärnkraftsreaktors konstruktion, där värderingarna genomförs enligt de tillvägagångssätt som IAEA och WENRA rekommenderar. De föreslagna kvalitativa och kvantitativa radiologiska acceptanskriterierna är teknikneutrala. Se Tabell 14 - Tabell 17 för en sammanfattning av förslagen.

I utredningen föreslås vidare vissa förutsättningar för beräkning av källtermer liksom radiologiska omgivningskonsekvenser i form av stråldoser och aktivitetskoncentrationer i livsmedel. Se Tabell 19 och Tabell 20 för en sammanfattning av förslagen.

Referenser

- [1] IAEA, "GSR Part 4 (Rev. 1) - IAEA General Safety Requirements - Safety Assessment for Facilities and Activities," International Atomic Energy Agency, 2016.
- [2] IAEA, "SSR-2/1 - IAEA Safety Standards Series - Safety of nuclear power plants, Design, Specific Safety Requirements (Rev. 1)," International Atomic Energy Agency, 2016.
- [3] SSM, "SSMFS 2021:4 - Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om konstruktion av kärnkraftsreaktorer," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2021.
- [4] SSM, "SSMFS 2021:5 - Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2021.
- [5] SSM, "SSM 2020-727-20 - Utredning om radiologiska acceptanskriterier för allmänheten vid värdering med deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2-H4B," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2020.
- [6] SSM, "23-1359 Utredningsdirektiv: Radiologiska acceptanskriterier för nya kärnkraftsreaktorer," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2023.
- [7] SSM, "23-1368 Utredningsplan: Radiologiska acceptanskriterier för nya kärnkraftsreaktorer," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2023.
- [8] IAEA, "GSR Part 3 - IAEA General Safety Requirements Part 3 - Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards," International Atomic Energy Agency, 2014.
- [9] IAEA, "SSG-2 - IAEA Safety Standards Series – Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guides, No. SSG-2, Revision 1," International Atomic Energy Agency, 2019.
- [10] WENRA, "Safety Objectives for New Power Reactors - Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group," Western European Nuclear Regulator's Association, 2009.
- [11] WENRA, "Safety of new NPP designs - Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG," Western European Nuclear Regulator's Association, 2013.
- [12] "Regeringsbeslut 11-13 om "Villkor för fortsatt tillstånd enligt 5 § lagen (1984:3) om kärntechnisk verksamhet att driva kärnkraftsreaktorerna XXX", Industridepartementet, 1986-02-27. Beslut finns för alla kärnkraftsreaktorer hos respektive tillståndshavare," 1986.
- [13] L. Högberg, "Mail från Lars Högberg om 0,1%-kravet".



- [14] L. Högberg, "Lars Högberg presentation om makrkoncentration Cs-137 vid H5".
- [15] "Rådets förordning (Euratom) 2016/52 av den 15 januari 2016 om gränsvärden för radioaktiva ämnen i livsmedel och foder efter en kärnenergiolycka eller annan radiologisk nödsituation," Europeiska Unionens Råd, 2017.
- [16] WHO, "Iodine thyroid blocking: Guidelines for use in planning and responding to radiological and nuclear emergencies," World Health Organization, 2017.
- [17] NRC, "R.G. 1.183 (rev 1), Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors," United States Nuclear Regulatory Commission, 2023.
- [18] IAEA, "GSR Part 7 - IAEA General Safety Requirements Part 7 - Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency," International Atomic Energy Agency, 2015.
- [19] IAEA, "EPR-NPP-OILs - Operational Intervention Levels for Reactor Emergencies and Methodology for Their Derivation," International Atomic Energy Agency, 2017.
- [20] IAEA, "GSG-10 - Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities," International Atomic Energy Agency, 2018.
- [21] NRC, "Regulations Title 10, Code of Federal Regulations - Part 52 - Licenses, certifications, and approvals for nuclear power plants," United States Nuclear Regulatory Commission.
- [22] AEC, "TID-14844, Technical Information Document, Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites," US AEC (NRC), 1962.
- [23] NRC, "R.G. 1.195 - Methods and Assumptions for Evaluating Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors," United States Nuclear Regulatory Commission, 2003.
- [24] NRC, "Regulations Title 10, Code of Federal Regulations Part 100.11 - Determination of exclusion area, low population zone, and population center distance," United States Nuclear Regulatory Commission.
- [25] NRC, "Federal Register notice, Rules and Regulations 65157," United States Nuclear Regulatory Commission, January 10, 1997.
- [26] SSM, "2019:28 Avståndsberäkningar kring svenska kärnkraftverk," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2019.
- [27] SSM, "2020:03 Extrautdelning och intag av jodtabletter för allmänheten i samband med en svensk," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2020.
- [28] "Rådets direktiv 2009/71/EURATOM av den 25 juni 2009 om upprättande av ett gemenskapsramverk för kärnsäkerhet vid kärntekniska anläggningar," Europeiska Unionens Råd, 2009.
- [29] SSM, "SSMFS 2018:1 - Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om grundläggande bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2022.
- [30] "SFS 2018:506 Strålskyddsförordning," 2018.
- [31] WENRA, "Applicability of the Safety Objectives to SMRs," Western European Nuclear Regulator's Association, 2021.
- [32] NRC, "RG 1.3 Assumptions used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors (juni 1974).," United States Nuclear Regulatory Commission, 1974.
- [33] NRC, "RG 1.4 Assumptions used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurised Water Reactors (juni 1974)," United States Nuclear Regulatory Commission, 1974.



- [34] NRC, "GDC Part 100 Reactor Site Criteria," United States Nuclear Regulatory Commission.
- [35] L. Gunsell, "Riskanalysens roll och utveckling," NUCLEUS nr 3-4, 1999.
- [36] OECD/NEA, "NEA/CSNI/R(2019)10 Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities," Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, 2020.
- [37] IAEA, "IAEA Nuclear Safety and Security Glossary - Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response 2022 (Interim) Edition," International Atomic Energy Agency, 2022.
- [38] IAEA, "GSG-2 - Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency," International Atomic Energy Agency, 2011.
- [39] IAEA, "GS-G-2.1 - Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency," International Atomic Energy Agency, 2007.
- [40] SSM, "2022-8091 - Beslutsstöd vid olycka i ett svenskt kärnkraftverk, version 2.1 (Rev. 2)," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2023.
- [41] STUK, "Val 1, Skyddsåtgärder i en nödsituation med strålrisk, 20.12.2022," Strålsäkerhetscentralen, 2022.
- [42] BMUV, "Allgemeiner Notfallplan des Bundes nach § 98 des Strahlenschutzgesetzes (ANoPI-Bund), Stand: 15.03.2022.," Referentenentwurf des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz, 2022.
- [43] "Article D1333-84 - Code de la santé publique, Version en vigueur depuis le 01 juillet 2018," 2018.
- [44] EPA, "PAG Manual: Protective Action Guides and Planning Guidance for Radiological Incidents, EPA-400/R-17/001, January 2017.," United States Environmental Protection Agency, 2017.
- [45] ICRP, "ICRP Publication 63 - Principles for Intervention for Protection of the Public in a Radiological Emergency,," Ann. ICRP 22 (4), International Commission on Radiological Protection, 1992.
- [46] ICRP, "ICRP Publication 103 - The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Ann. ICRP 37 (2-4),," International Commission on Radiological Protection, 2007.
- [47] IAEA, "GS-R-2 Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency," International Atomic Energy Agency, 2002.
- [48] SSM, "2017:27 Översyn av beredskapszoner, Bilaga 1 - Referensnivåer, doskriterier och åtgärdsnivåer," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2017.
- [49] BFS, "RODOS-based simulation of potential accident scenarios for emergency response management in the vicinity of nuclear power plants," Bundesamt für Strahlenschutz, 2015.
- [50] IAEA, "GSG-11 Arrangements for the Termination of a Nuclear Radiological Emergency," International Atomic Energy Agency, 2018.
- [51] NERHQ, "Basic Concept and Issues to be Challenged for Rearranging the Restricted Areas and Areas to which Evacuation Orders Have been Issued where Step 2 has been Completed," Nuclear Emergency Response Headquarters, 2011.
- [52] Vattenfall Power Consultant, "Metodikhandboken T-CKV-2009-050," 2010.
- [53] SKI-SSI, "tredningsrapport SKI 2006/573, SSI 2006/1759-250," Statens kärnkraftsinspektion och Statens strålskyddsinstitut, 2006.
- [54] R. Clarke, "A Model for Short and Medium Range Dispersion of Radionuclides Released to the Atmosphere, NRPB-R91," 1979.



- [55] SSM, "SSM2017-4413-2 Lena version 5.0 - Användarhandledning," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2017.
- [56] IAEA, "DS529 step 8, revision of NS-G-3.2 Investigation of Site Characteristics and Evaluation of Radiation Risks to the Public and the Environment in Site Evaluation for Nuclear Installations," International Atomic Energy Agency, 2023.
- [57] ICRP, "ICRP Publication 101 - Assessing dose of the representative person for the purpose of radiation protection of the public," International Commission on Radiological Protection, 2006.
- [58] "EU COM, Radiological Protection, Underlying data for derived emergency reference levels. Post-Chernobyl action, EUR 12553 EN," 1991.
- [59] EC, "Radiation protection 105 - EU Food Restriction Criteria for Application after an Accident," 1998.
- [60] SSM, "2017:27 Översyn av beredskapszoner," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2017.
- [61] ICRP, "ICRP Publication 119 - Compendium of dose coefficients based on ICRP publication 60," International Commission on Radiological Protection, 2012.
- [62] ICRP, ICRP Publication 144 - Dose Coefficients for External Exposures to Environmental Sources, Internationella strålskyddskommissionen, 2020.
- [63] SLV, "Produktion och hantering av livsmedel vid radioaktivt nedfall," Livsmedelsverket, 2020.
- [64] SSM, "Reserapport - WENRA RHWG-möte 8-11 oktober 2024 Liverpool," Strålsäkerhetsmyndigheten, 2024.
- [65] IAEA, "INSAG-28 - Application of the Principle of Defence in Depth in Nuclear Safety to Small Modular Reactors. Addendum to INSAG-10.," International Atomic Energy Agency, 2024.
- [66] IAEA, "SF-1 - IAEA Fundamental Safety Principles - Safety Fundamentals," International Atomic Energy Agency, 2006.
- [67] WENRA, "WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020," Western European Nuclear Regulator's Association, 2020.
- [68] "Strålskyddslag (2018:396)," 2018.
- [69] EPA, "Federal Guidance report no. 12 - External exposure to radionuclides in air, water and soil," United States Environmental Protection Agency, 1993.

Bilagor

1. Landsvis sammanställning av underlag avseende användning av deterministiska radiologiska kriterier samt kriterier avseende värdering av resultat från probabilistiska säkerhetsanalyser