



**Strålsäkerhetsmyndigheten**

Swedish Radiation Safety Authority

Bilaga 1

Diariernr: SSM2023-3711

Dokumentnr: SSM2023-3711-11

Datum: 2024-12-18

Handläggare: Per Hellström

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

## Sammanställning av underlag avseende användning av deterministiska radiologiska kriterier samt kriterier avseende värdering av resultat från probablistiska säkerhetsanalyser

Strålsäkerhetsmyndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

SE-171 16 Stockholm

Tel:+46 8 799 40 00

E-post: [registrator@ssm.se](mailto:registrator@ssm.se)

Solna strandväg 96

Fax:+46 8 799 40 10

Webb: [stralsakerhetsmyndigheten.se](http://stralsakerhetsmyndigheten.se)



## Innehåll

1	Inledning.....	5
2	Sverige.....	7
3	Finland.....	9
4	Frankrike.....	12
5	Nederländerna.....	14
6	Polen.....	16
7	Slovakien.....	19
8	Slovenien.....	21
9	Spanien.....	22
10	Storbritannien.....	24
11	Tjeckien.....	27
12	Ungern.....	28
13	Indien.....	31
14	Japan.....	33
15	Korea.....	34
16	Kanada.....	35
17	USA.....	37
18	Sammanfattning.....	39
19	Referenser.....	50



## Tabellförteckning

Tabell 1: Sammanställningens omfattning. ....	6
Tabell 2: Sammanfattning av svenska krav avseende radiologiska acceptanskriterier för bef. KKR. ....	7
Tabell 3: Finska radiologiska acceptanskriterier att använda i deterministisk säkerhetsanalys. ....	9
Tabell 4: Antaganden för dosberäkningar i deterministisk säkerhetsanalys i Finland. ....	10
Tabell 5: Deterministiska kriterier i Frankrike. ....	12
Tabell 6: Antaganden vid dosberäkningar i deterministisk säkerhetsanalys i Frankrike. ....	12
Tabell 7: Deterministiska acceptanskriterier i Nederländerna (NL). ....	14
Tabell 8: Antaganden vid dosberäkningar i deterministisk säkerhetsanalys. ....	14
Tabell 9: Radiologiska acceptanskriterier i deterministisk säkerhetsanalys (enkätsvar). ....	16
Tabell 10: Antaganden vid dosberäkningar (Polen). ....	17
Tabell 11: Antaganden avseende källtermsberäkningar (Polen). ....	17
Tabell 12: Probabilistiska kriterier i Polen. ....	17
Tabell 13: Slovakiska radiologiska acceptanskriterier. ....	19
Tabell 14: Antaganden för dosberäkningar i deterministiska säkerhetsanalyser. ....	19
Tabell 15: Probabilistiska kriterier i Slovakien. ....	19
Tabell 16: Probabilistiska kriterier i Slovenien. ....	21
Tabell 17: Deterministiska kriterier i Spanien. ....	22
Tabell 18: Probabilistiska kriterier i Spanien. ....	23
Tabell 19: Gränser för effektiv dos till person i allmänheten i Storbritannien (Target 4). ....	24
Tabell 20: Riskkriterier i Storbritannien. ....	24
Tabell 21: T8 doskrav (summerade frekvenser). ....	25
Tabell 22: Antaganden vid dosberäkningar i deterministiska analyser i Storbritannien. ....	26
Tabell 23: Frekvensband och dosgränser i Tjeckien. ....	27
Tabell 24: Probabilistiska kriterier i Tjeckien. ....	27
Tabell 25: Frekvensband och dosgränser i Ungern. ....	28
Tabell 26: Probabilistiska måltal i Ungern. ....	29
Tabell 27: Dosgränser i Indien. ....	31
Tabell 28: Probabilistiska måltal i Japan. ....	33
Tabell 29: Probabilistiska kriterier i Korea. ....	34
Tabell 30: Kanadensiska doskriterier. ....	35
Tabell 31: Kanadensiska probabilistiska måltal. ....	35
Tabell 32: Amerikanska doskriterier. ....	37
Tabell 33: NRC vägledning avseende kvantitativa värden att värdera resultat från PSA nivå 1. ....	38
Tabell 34: Sammanställning av "deterministiska" radiologiska acceptanskriterier. ....	40
Tabell 35: Observationer avseende deterministiska kriterier per land. ....	41
Tabell 36: Begrepp för händelseklasser i olika frekvensband (svenska beteckningar). ....	42
Tabell 37: Sammanställning av PSA nivå 1 kriterier (Gräns (mål)) angivna per reaktorår. ....	45
Tabell 38: Enligt NRC åtgärder beroende av PSA nivå 1 resultat. ....	46
Tabell 39: Sammanställning av PSA nivå 2 Kriterier (Gräns/mål). ....	47
Tabell 40: Brittiska riskkriterier. ....	48
Tabell 41. NRC reaktioner på utfall av systemindikatorer. ....	49



## Förkortningar och beteckningar

AERB	Atomic Energy Regulatory Board (Indiska myndigheten)
ALARA	As Low As is Reasonably Achievable
ANVS	Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (Nederländska myndigheten)
AOO	Anticipated Operational Occurrences
ASN	Autorité de Sécurité Nucleaire - Franska myndigheten
BDBA	Beyond Design Basis Accident
BSL	Basic Safety Limit
BSO	Basic Safety Objective
CCFP	Conditional Containment Failure Probability
CDF	Core Damage Frequency
CSNI	Committee for the Safety of Nuclear Installations
DBA	Design Basis Accident
DBFS	Design Basis Fault sequence
DEC	Design Extension Condition
ERF	Early Release Frequency
FKA	Forsmarks Kraftgrupp AB
HAEA	Hungarian Atomic Energy Authority (Ungerska myndigheten)
IAEA	International Atomic Energy Agency
KKR	Kärnkraftsreaktor
LOCA	Loss of Coolant Accident
LRF	Large Release Frequency
NEA	Nuclear Energy Agency
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA myndighet)
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
OKG	Oskarshamn AB
ONR	Office for Nuclear Regulation (Brittiska myndigheten)
PLABEN	Basic Nuclear Emergency Plan (Spanien)
PSA	Probabilistisk säkerhetsanalys
RAB	Ringhals AB
RHPIR	Spanska reglerna för skydd av hälsa mot joniserande strålning
rå	reaktorår
SMR	Small Modular Reactor
STUK	Strålsäkerhetscentralen - Finska myndigheten
TAG	Technical Assistance Guide
TH	Tillståndshavare
UDPSA	Use and Development of PSA
WASH-1400	Reactor Safety Study från 1975 även benämnd Rasmussenrapporten
WENRA	Western Europe Nuclear Regulators Association



## 1 Inledning

Denna bilaga utgör en sammanställning av deterministiska radiologiska acceptanskriterier och probabilistiska kriterier som tillämpas för kärnkraftsreaktorer (KKR) i ett antal olika länder i Europa, Asien och Nordamerika. Sammanställningen baseras i huvudsak på:

- Svar på en enkät avseende både deterministiska och probabilistiska kriterier.
- Studier av olika länders regelverk (i den mån sådana funnits tillgängliga på engelska).
- Information från SMR (Small Modular Reactor) Prepartnership.
- Utredning om radiologiska acceptanskriterier för allmänheten vid värdering med deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B från 2021, [2] (Slovakien).
- OECD/NEA rapporten NEA/CSNI/R(2019)10 “Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities, 2019” [1] i fortsättningen benämnd UDPSA.

Enkät sändes ut till 14 länder (Finland, Frankrike, Nederländerna, Slovakien, Spanien, Tjeckien, Belgien, Polen, Ungern, USA, Kanada, Korea, Japan och Indien). 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 KKR i mera tätbefolkade områden och med avseende på att beakta flera anläggningar på samma plats.

Tyvärr kom endast svar från fyra länder. För flertalet länder är informationen om de deterministiska kriterierna därför baserad på information i huvudsak från berörda länders myndigheters websidor.

Informationen från SMR Prepartnership<sup>1</sup> avser Sverige, Finland, Nederländerna, Polen, Tjeckien och Rumänien. Information om Rumänien ingår dock inte i denna sammanställning.

Utöver enkätsvaren bygger sammanställningen avseende probabilistiska kriterier på den ovan nämnda rapporten samt berörda länders myndighetsdokument.

Sammanställningen omfattar såväl Europeiska som Asiatiska och Nordamerikanska länder, se tabell 1.

I detta dokument anges frekvenser som  $1E-6/rå^2$  eller  $1*10^{-6}/rå$ .

---

<sup>1</sup> Ett samarbete mellan Sverige, Finland, Nederländerna, Polen, Tjeckien och Rumänien avseende små modulära reaktorer och harmonisering.

<sup>2</sup> rå=reaktorår

**Tabell 1:** Sammanställningens omfattning.

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

Information om varje lands deterministiska och probabilistiska kriterier redovisas nedan i ett kapitel per land i den ordning som de räknas upp i tabellen.



## 2 Sverige

Nuvarande svenska regler omfattar enbart befintliga kärnkraftsreaktorer. Sammanställningen baseras på information i SSMFS (deterministiskt) och anteckningar från möten med de svenska tillståndshavarna (TH) (probabilistiskt).

### 2.1 Deterministiskt

4 kap. § 1 SSM2021:4 [3] anger grundläggande bestämmelser för konstruktion inklusive om identifiering av händelser och förhållanden. Ytterligare bestämmelser om hur identifieringen och indelningen av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten i händelseklasser och specificeringen av scenarier för radiologiska nödsituationer ska genomföras finns i 2 kap. SSM2021:5 [4].

Bilaga 2 SSMFS2021:4 [3] anger kvalitativa kriterier för de grundläggande funktionerna för befintliga kärnkraftsreaktorer och bilaga 3 SSMFS2021:4 [3] anger kvalitativa kriterier för de grundläggande funktionerna för nya kärnkraftsreaktorer.

2 kap §§4-11 SSMFS2021:5 [4] beskriver de olika händelseklasserna och deras frekvensband. Bilaga 1 SSMFS2021:5 [4] anger de radiologiska acceptanskriterierna för de olika händelseklasserna.

4 kap. 9 § SSMFS2021:6 [5] anger utsläppsbegränsning för pågående verksamhet, som dock inte används som kriterium för deterministisk värdering: ”Vid drift av en kärnkraftsreaktor får den sammanlagda stråldosen till en enskild person i allmänheten från samtliga verksamheter med joniserande strålning inom förlägningsplatsen inte överstiga 0,1 mSv per år effektiv dos.”

De svenska kraven avseende radiologiska acceptanskriterier för värdering av befintlig KKR sammanfattas i nedan tabell:

**Tabell 2:** Sammanfattning av svenska krav avseende radiologiska acceptanskriterier för bef. KKR.

Händelseklass (händelser och förhållanden)	Inträffande- frekvens [år <sup>-1</sup> ]	Acceptanskriterier befintlig kärnkraftsreaktor [per händelse och förhållande om inte annat anges]			
		Effektiv dos till enskilda arbetstagare [mSv]	Effektiv dos till enskilda personer i allmänheten [mSv]	Ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett barn [mSv]	Cs-137 [TBq]
Normala (H1)	1≤H1 (planerad drift)	-	0,025 per år	-	-
Förväntade (H2)	1E-2≤H2	5	1	1	0,1
Ej förväntade (H3)	1E-4≤H3<1E-2	10	10	10	1
Osannolika (H4A)	1E-6≤H4A<1E-4 Yttre händelser: 1E-5≤H4A<1E-4	10	100	100	10
Speciella (H4B)	>1E-4 + CCF Yttre händelser: 1E-6≤H4B<1E-5	10	100 mSv	100	10
Mycket osannolika (H5)	<1E-6	50	Inget doskriterium behöver tillämpas	-	100
Extremt osannolika (H6)					



Kriteriet 0,025 mSv per reaktorår (rå) har sin bakgrund i ett antagande om fyra KKR på samma förläggingsplats, dvs. för en förläggingsplats med fyra KKR är kriteriet 0,1 mSv/år vilket är i linje med vad flertalet andra myndigheter runt om i världen tillämpar.

För en ny KKR får händelser och förhållanden tilldelas händelseklass H5 om den värderade inträffandefrekvensen med hög trovärdighet och genom tillämpning av beprövade metoder kan visas vara lägre än 1E-6 per rå.

Identifierade händelser och förhållanden där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids och som det inte är möjligt och rimligt att tilldela händelseklass H2–H5, ska tilldelas händelseklass H6.

Upp till och med H4 förväntas inga direkta bränsleskador. En observation är att det inte framgår ett frekvensband för H4B genom att det står definierat som en händelse med frekvens större än 1E-4 + CCF. I realiteten förväntas dock händelsen + CCF ha en frekvens mellan 1E-6 och 1E-4 per rå. I H5 förväntas bränsleskador som ger ett filtrerat utsläpp på max 100 TBq Cs-137 och där frekvensen ska vara mindre än 1E-6/rå.

Det finns ingen undre frekvensgräns för H5 eller gräns för svåra haverier med tidiga/stora utsläpp över 100 TBq Cs-137, dvs ett svårt haveri där inneslutningsfunktionen misslyckas (haverifiltrets funktion bypassas). Kvalitativt uttrycks H5 kriteriet i Bilaga 2 SSMFS2021:4 [3] :

*”... 2. utsläpp av radioaktiva ämnen till kärnkraftsreaktorns omgivning*

- a) är så låga att allvarliga deterministiska hälsoeffekter till följd av exponering av personer i allmänheten undviks även utan brådskande skyddsåtgärder,*
- b) är så låga att markbeläggning av radioaktiva ämnen som långvarigt hindrar användningen av större markområden förhindras, och*
- c) fördröjs så att det finns tid att genomföra brådskande skyddsåtgärder, ...”*

## 2.2 Probabilistiskt

Avseende probabilistiska värderingar anges i 4 kap 6 § SSMFS2021:5 [4] att tillståndshavaren (TH) ska värdera resultaten från PSA (probabilistiska säkerhetsanalyser) mot fastställda kriterier som tas fram och motiveras med hänsyn till analysens tillämpning. Detta krav gäller dock inte fullt ut förrän från 1 januari 2025.

De probabilistiska kriterier som används av svenska TH att värdera resultat har varierat över tid. Längre användes en härdskada per 100 000 rå (1E-5/rå) respektive ett ej acceptabelt utsläpp (över konstruktionskravet på filterfunktionen) per tio miljoner rå (1E-7/rå) som målvärden som skulle innehållas för att anläggningen skulle anses vara tillräckligt säker. En utmaning med dessa tidigare kriterier var att det är mer eller mindre omöjligt att påvisa att man ligger inom dessa kriterier, t.ex. har frekvensen för brott på reaktortanken varit ett hinder då man använt WASH-1400 [6] frekvensen på motsvarande ca 3E-7/rå.

De senaste åren har de svenska TH sett över sina målvärden för de kriterier som används för värdering av resultat från de probabilistiska analyserna. Dessa redovisas dock inte i denna rapport.





## 3 Finland

### 3.1 Deterministiskt

I enkätsvaren hänvisar STUK dels till en tabell med doskriterier och hänvisar till sitt regelverk avseende specifika acceptanskriterier för bränsle och tryck (YVL B.4 [7] kap 6.). Den finska kärnenergiförordningen (Nuclear Energy Decree (161/1988)) [8] beskriver både indelningen i händelseklasser och de doskriterier som ska tillämpas. I Finland tillämpas begreppen förväntade störningar, postulerade händelser klass 1, postulerade händelser klass 2 och utökade konstruktionstillstånd (DEC).

I regelverket anges grunderna för beräkningen av de radiologiska acceptanskriterierna. Finland skiljer inte på befintliga / nya reaktorer.

**Tabell 3:** Finska radiologiska acceptanskriterier att använda i deterministisk säkerhetsanalys.

Händelseklass	Indikativt frekvensband [f/rå]	Radiologiskt acceptanskriterium för individer hos allmänheten (effektiv dos) <sup>1,2</sup>	Utsläppsgrens [Cs-137]
Förväntade störningar	$10^{-2} < f$	0,1 mSv	-
Postulerade händelser klass 1	$10^{-3} < f < 10^{-2}$	1 mSv	-
Postulerade händelser klass 2	$f < 10^{-3}$	5 mSv	-
Utökade konstruktionsvillkor (DEC) utan signifikanta bränsleskador (DEC-A CCF; DEC-B sekvenser identifierade med PSA; DEC-C sällsynta yttre hot)		20 mSv	-
Svårt haveri: Händelser med signifikanta bränsleskador (Avser kumulativ frekvens)	$f < 1E^{-5}/\text{rå}$ (enligt SMR prepartnership)		Utsläpp under 100 TBq
	$f < 5E^{-7}/\text{rå}$ enligt YVL A.7 [9]		Utsläpp över 100 TBq

<sup>1</sup>Tidsperiod enligt tabell 4.

<sup>2</sup>Nuclear Energy Decree 22 b § <https://www.finlex.fi/sv/laki/ajantasa/1988/19880161#L3aP22b>

Finland utreder fortsatt hantering av nya frågeställningar som hör ihop med nya reaktortyper och avser att hantera en del frågeställningar i kommande uppdaterade lagkrav. Avseende ”närförläggning”, dvs. placering i mer tätbefolkade områden, hänvisas till YVL A.2 Site for a nuclear facility [10], punkt 402 där det framgår att *utgångspunkten vid val av en förlägningsplats är att denna inte ligger i ett tätbefolkat område. Frågeställningen avses bli hanterad i det pågående arbetet med uppdatering av lagkrav.*

Finland skiljer inte på olika specialfall såsom andra frekvensband för yttre händelser, utan alla händelser/driftlägen hanteras lika.



Finland anger inget explicit frekvensband för händelseklassen utökade konstruktionsvillkor vilket gör att det inte framgår frekvensgränsen mellan 5 och 20 mSv.

PSA-kriteriet som används för händelser med signifikanta bränsleskador innebär att ett riskkriterium används, eftersom det är summan av frekvenserna av alla sekvenser som kan leda till signifikanta bränsleskador som kan ge ett utsläpp över 100 TBq Cs-137 som ska vara mindre än  $5E-7$ . Noteras att max utsläpp vid ett svårt haveri är 100 TBq CS-137 enligt YVL C.3 Limitation and monitoring of radioactive releases from a nuclear facility [11], punkt 309. I PSA går gränsen för svårt haveri vid  $1E-5$ /rå (kriteriet för härdskada i PSA nivå 1).

Gällande antaganden om bränsleskador anger YVL B.4 Nuclear fuel and reactor, [7] att i klass 1 händelser får inte mer än 1 % av bränslestavarna bli överhettade och max 0,1% drabbas av mekaniska bränsleskador, i händelseklasserna postulerade händelser klass 2 och händelser med utökade konstruktionsvillkor används 10% bränsleskador.

**Tabell 4:** Antaganden för dosberäkningar i deterministisk säkerhetsanalys i Finland.

Parameter	Antagande
Dos till representativ person eller dos på ett visst avstånd	Representativ person YVL C.4 506 <a href="https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLC-4#a5">https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLC-4#a5</a>
Exponeringsvägar som ska beaktas	Alla exponeringsvägar YVL C.4 Chapter 5.3 <a href="https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLC-4#a5">https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLC-4#a5</a>
Tidsperiod som ska beaktas	Ett år <sup>1</sup> Nuclear Energy Decree 22 b § <a href="https://www.finlex.fi/sv/laki/ajantasa/1988/19880161#L3aP22b">https://www.finlex.fi/sv/laki/ajantasa/1988/19880161#L3aP22b</a>

<sup>1</sup>Innebär extern dos inom ett år och intern dos orsakad av årligt intag av radioaktiva ämnen.

### 3.2 Probabilistiskt

Finland har inga bindande kriterier för existerande KKR. För nya KKR används kriterier som målvärden. Enligt lag: Nuclear Energy Act [12] 7 a §, "Säkerheten ska upprätthållas vid en nivå så hög som är praktiskt möjligt. Vidare ska säkerheten utvecklas (implementering av åtgärder) med beaktande av driftserfarenhet, forskningsresultat och utveckling inom vetenskap och teknik".

Den probabilistiska analysen ska omfatta PSA nivå 1 och 2 och vara komplett avseende beaktande av driftlägen och typer av händelser. Kriterierna ges av YVL A.7 [9] punkt 305 (PSA nivå 1) och punkt 306 (PSA nivå 2). Avseende PSA nivå 2 hänvisas även till kapitel 22 b i kärnenergilagen (161/1988):

- Frekvens för härdskada (CDF- Core Damage Frequency) ska vara mindre än  $1E-5$ /rå.
- Medelvärde av frekvensen för radioaktivt utsläpp över 100 TBq (LRF – Large Release Frequency), som inkluderar cesium-137 (Cs-137) ska vara mindre än  $5 \cdot E-7$ /rå
- Sekvenser med felande eller utebliven inneslutningsfunktion i ett tidigt skede av ett haveriförlopp (Early Release Frequency - ERF), får endast ha ett litet bidrag till frekvensen för härdskada.



Det kan noteras att nivå 2 PSA kriteriet avseende utsläpp är det som även återfinns i beskrivningen av den deterministiska kravbilden för dessa mycket osannolika händelser. Vidare är det intressant att begreppet "Medelvärde av frekvensen" används i beskrivningen av frekvenskriteriet för utsläpp över 100 TBq. Det är oftast underförstått att det är medelvärdet som avses.

För PSA analysens metodik anges i YVL A.7 [9] ingen specifik metodik men det krävs att metoder och data ska vara motiverade och att osäkerheter ska undersökas.

Finland anger även att det inte skiljs på specialfall såsom vissa yttre händelser och driftlägen. De beräknade frekvenserna ska inkludera alla bidrag från olika driftlägen och typer av händelser och förhållanden.

Avseende flera radioaktiva källor på samma förläggingsplats anges i YVL A.7 [9] att värderingen av utsläpp ska beakta allt bränsle som finns på kärnkraftsreaktorn. Ett lager för använt bränsle som ligger utanför själva kärnkraftsreaktorn betraktas som en separat kärnteknisk anläggning och måste uppfylla kravet i punkt 306a avseende LRF.

Definitionen "Härdskada" avses bli hanterad i arbetet med uppdatering av lagen.



## 4 Frankrike

### 4.1 Deterministiskt

Nedan baseras på information från SMR Prepartnership. OBS! Enligt sammanställningen finns inga frekvensgränser i den franska regleringen, utan det som anges är typiska frekvenser som används internationellt:

**Tabell 5:** Deterministiska kriterier i Frankrike.

WENRA		Frekvens	Dosgräns [mSV]	Kommentar
DBC2	Ingen radiologisk påverkan utanför förläggingsplatsen (under gräns för utsläpp vid drift)	$10^{-2} < f$	1	
DBC3	Ingen eller endast begränsad radiologisk påverkan utanför förläggingsplatsen	$10^{-3} < f \leq 10^{-2}$	10	Ingen skyddsåtgärd (guide 22)
DBC4		$f < 10^{-4}$	10	ingen skyddsåtgärd (guide 22) – samma grund som för DBC3
DEC-A		-	-	Ingen skyddsåtgärd (guide 22)- samma grund som för DBC3
DEC-B	Radiologisk påverkan utanför förläggingsplatsen kan kräva skyddsåtgärder som är begränsade avseende område och tidsperiod	-	-	Skyddsåtgärder som är begränsade till område och tidsperiod (guide 22).

Det finns inga kvantitativa doskriterier för händelser med en frekvens under  $1E-4$ /år.

Enligt kartläggningen i SSM2020-727-20 Utredning om radiologiska acceptanskriterier för allmänheten vid värdering med deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B [2], motsvarande kriterier och antaganden enligt nedan:

**Tabell 6:** Antaganden vid dosberäkningar i deterministisk säkerhetsanalys i Frankrike.

Parameter	Antagande
Dos till en representativ person eller dos vid ett fastställt avstånd?	Dos till en representativ person och dos vid ett fastställt avstånd
Exponeringsvägar som ska beaktas	Interna (inandning och födoing) samt externa <sup>1</sup>
Tidsperiod som ska beaktas	Kort tid (24 h eller 7 dagar), medel (1 år) och i långtid (hela livet)

<sup>1</sup> Avser olika exponeringsvägar med beaktande av kortsiktiga, medel och långsiktiga konsekvenser.



## 4.2 Probabilistiskt

För befintliga reaktorer har man inte tillämpat probabilistiska kriterier strikt. Man har sett det som att det kan ha en negativ inverkan på strävan att alltid förbättra inklusive förbättringar till låg kostnad. I princip har man sett de kriterier som ges av IAEA i INSAG-12 Basic safety principles for nuclear power plants 1999 [13] som riktvärden ("orientation values"). Enligt IAEA INSAG-12 gäller:

- Frekvensen för svåra härdsador hos existerande KKR ska vara mindre än  $1E-4$ /år och för nya reaktorer mindre än  $1E-5$ /år.
- För nya reaktorer anges att sekvenser som kan leda till stora eller tidiga utsläpp av radioaktivitet ska vara praktiskt eliminerade. Vidare att svåra haverier som kan innebära brott på inneslutningen ska beaktas i konstruktionsarbetet med realistiska antaganden och "best estimate" analyser på så sätt att konsekvenserna endast leder till behov av skyddsåtgärder som är begränsade i både tid och påverkat område.

Dvs. i Frankrike används i PSA nivå 1 för befintliga reaktorer frekvensen  $1E-4$ /år för härdskada och för nya reaktorer frekvensen  $1E-5$ /år för härdskada.

Enligt UDPSA [1] anger franska myndigheten ASN att i PSA nivå 2 ska oacceptabla konsekvenser ha en försumbar frekvens att inträffa.

Inga PSA nivå 3 kriterier.



## 5 Nederländerna

### 5.1 Deterministiskt

Nedan tabell bygger på svar från utsänd enkät. Regelverket använder inte WENRA terminologi (DBC/DEC). Alla acceptanskriterier återfinns i The Nuclear Installations, Fissionable Materials and Ores Decree (Bkse) [14], en förordning.

Tabell 7: Deterministiska acceptanskriterier i Nederländerna (NL).

NL terminologi	Frekvensband (sannolikhet) [/rå]	Vuxna [mSv]	Barn [mSv]
AOO	$10^{-1} < f$	0,1	0,04
AOO	$10^{-2} < f \leq 10^{-1}$	1	0,4
DBA	$10^{-4} < f \leq 10^{-2}$	10	4
DBA	$f < 10^{-4}$	100	40
DEC	$10^{-6}$ *	10*n direct lethalties (group/societal risk) + individual risk	-
DEC	$10^{-5}$ *	n <sup>2</sup> (direct lethalties)	-

\*sannolikheten att en person som bor permanent vid staketgränsen avlider som ett resultat av den licensierade verksamheten.

Vidare ska sköldkörteldosen vara mindre än 500 mSv.

Euratom "Euratom basic safety standards" [15] har ett krav att tidiga och stora utsläpp i praktiken ska vara eliminerade. I Nederländerna anses detta vara fallet om:

- konstruktionen innebär att det är fysikaliskt omöjligt att en sådan händelse kan inträffa (deterministiskt) eller,
- sådana händelser har en så låg sannolikhet, med hög konfidens, att de kan betraktas som extremt osannolika (probabilistiskt).

Risken från andra anläggningar på samma plats analyseras som vilken annan yttre händelse som helst.

Det finns inga planer på att ta fram specifika krav för nya reaktorer, dvs. samma kriterier gäller såväl befintliga som nya KKR.

Kan noteras att liknande som i Finland så övergår de nederländska kriterierna för mer osannolika händelser till att vara ett riskkriterium.

Enligt [2] gäller antaganden i Tabell 8 vid dosberäkningar i deterministisk säkerhetsanalys.

Tabell 8: Antaganden vid dosberäkningar i deterministisk säkerhetsanalys.

Parameter	Antagande
Dos till representativ person eller dos vid fixt avstånd	Dos till representativ person
Exponeringsvägar	Alla exponeringsvägar <sup>1</sup>
Tidsperiod	70 år för barn och 50 år för vuxna



## 5.2 Probabilistiskt

Nederländerna har probabilistiska acceptanskriterier och är ett av de få länder som har ”riskkriterier” som generell princip avseende all verksamhet eller alla risker med möjlig påverkan på allmänheten.

Härskadefrekvensen (PSA nivå 1) ska vara mindre än  $1E-6/\text{rå}$ .

Risken för tidigt eller stort radioaktivt utsläpp till omgivningen ska i praktiken vara eliminerad.

Individriskan (att avlida) för personer ur allmänheten ska vara mindre än  $1E-6/\text{rå}$ .

Grupprisken (10 direkt döda) ska vara mindre än  $1E-5/\text{rå}$  och  $n^2$  ggr mindre för fall med  $n$  ggr direkt döda (beaktande av ”risk aversion”).

PSA nivå 3 krävs för beräkning av riskkriterierna vid svåra haverier. Nederländska myndigheten ANVS har publicerat metodikvägledning för hur en sådan PSA nivå 3 ska genomföras.

Samma kriterier gäller både befintliga och nya kärnkraftsreaktorer.

Gruppriskkriteriet tillsammans med krav på beräkningsmetodik innebär att befolkningstäthet, och förlägningsplats beaktas fullt ut.

Alla driftlägen och typer av inledande händelser beaktas lika.

Eventuella reaktortyper som utmanar de konventionella djupförvarsdefinitionerna förväntas leverera till myndigheten en tillfredställande implementering och definitioner av djupförvar för sådana reaktortyper.

Säkerhetsmål på högre nivåer anses redan vara relativt väl harmoniserade via Euratom direktiv och via WENRA (t.ex. referensnivåerna - SRLs). Givet att ansvaret för reaktorsäkerhet är starkt kopplat till nationella myndigheter och frågans politiska dimension, är känslan att ytterligare harmonisering inte på kort sikt leder till konkreta resultat och fördelar. Harmonisering har mer att göra med harmonisering avseende acceptans och tolkning av ”bevis”, underliggande detaljerade analyser och ALARA och mindre med hur kraven är formulerade.



## 6 Polen

Sammanställningen baseras på enkätsvaren.

### 6.1 Deterministiskt

Polen har inga befintliga reaktorer. Polen har tagit fram kriterier för nya reaktorer och det pågår en granskning av dessa kriterier i samband med uppdatering av regleringen.

Tabell 9: Radiologiska acceptanskriterier i deterministisk säkerhetsanalys (enkät svar)

Händelseklass	Frekvensband [1/rå]	Arbetare (effektiv dos)	Allmänheten (effektiv dos) <sup>1</sup>	Det kan N
Förväntade störningar	$10^{-2} < f$	20 mSv	0.3 mSv	
Konstruktionsstyrande händelser	$10^{-3} < f < 10^{-3}$	20 mSv	Inga skyddsåtgärder utanför område med begränsad användning (restricted use zone)	
	$10^{-4} < f < 10^{-3}$	20 mSv		
Utökade konstruktionsvillkor (DEC)-A –utan signifikanta bränsleskador (CCF, felkombinationer från PSA, sällsynta yttre händelser)	$10^{-5} < f < 10^{-4}$	20 mSv	1. Inga tidiga skyddsåtgärder utanför område med begränsad användning 2. Inga skyddsåtgärder på medellång sikt utanför EPZ	
DEC-B Härdskada	$10^{-6} < f < 10^{-5}$	20 mSv	3. Inga långsiktiga skyddsåtgärder utanför område med begränsad användning	

Noteras att skrivningarna avseende utökade konstruktionsvillkor är väldigt likt de finska skrivningarna men där benämns de DEC-A, DEC-B och DEC-C och härdskada ligger utanför. Det är även intressant att notera att doskriteriet för DEC-B – härdskada är samma som DEC-A utan signifikanta härdskador.

För arbetare är det samma gränsvärde 20 mSv oavsett händelseklass.

Deterministiska kriterier finns för händelser med frekvens ner till  $1E-6$ /rå. För PSA anges att frekvensen för härdskada ska vara mindre än  $1E-5$ /rå och att frekvensen för händelser med stora eller tidiga utsläpp ska vara mindre än  $1E-6$ /rå.

Riktlinjer för beräkning finns angivna i regleringen.

Det finns inget som anger att flera anläggningar på samma plats ska beaktas i acceptanskriteriet, dock ska beaktas aspekter avseende flera anläggningar på samma plats.

Regleringen utesluter inte placering nära befolkningstäta områden, men det finns angivet faktorer för att utesluta viss placering. Ett exempel är att en plats inte kan tillåtas om det finns omständigheter som förhindrar eller försvårar skyddsåtgärder, om en haverisituation skulle uppstå, t.ex. sjukhus.

Kriteriet gäller oavsett typ av händelser och driftlägen.

I enkätsvaret framförs att gemensamma kriterier kan vara svåra att tillämpa i alla länder men något slags harmoniserad miniminivå är önskvärd.



**Tabell 10:** Antaganden vid dosberäkningar (Polen).

Parameter	Antagande
Dos till representativ person eller dos på specificerat avstånd	Dos beräknas utanför område med begränsad användning
Beaktade exponeringsvägar	Normaldrift och AOO – alla exponeringsvägar Varierar beroende av skyddsåtgärder, t.ex.: Evakuering, inomhusvistelse och omflyttning – födoingtar ingår inte
Exponeringsperiod	Olika för olika skyddsåtgärder: Evakuering – 7 dagar Inomhusvistelse – 2 dagar Temporär omflyttning – 30 dagar Permanent omflyttning – 2 år

**Tabell 11:** Antaganden avseende källtermsberäkningar (Polen).

Anläggningstillstånd enligt IAEA SSR-2/1 (Rev. 1)	Parameter	Antagande
DBA inklusive LOCA (Loss of Coolant Accident)	Bränsleskador	Mindre än 10%
DEC utan signifikant bränslepåverkan	Bränsleskador	Mer än 10% utan härdsmlta
DEC-B Härdskada	Bränsleskador	Härdsmlta

## 6.2 Probabilistiskt

I enkätsvaren anges följande probabilistiska kriterier:

**Tabell 12:** Probabilistiska kriterier i Polen.

PSA nivå	Definition av sluttillstånd	Kriteriegräns (CDF; LERF; övrigt) [per rå]
Nivå 1	Degraderad härd	$CDF < 1E-5$
Nivå 2	Tidigt utsläpp – utsläpp av en storlek som kräver åtgärder utanför anläggningen men där det inte finns tid för att genomföra sådana åtgärder. (LERF) Stort utsläpp – utsläpp av en storlek som kräver åtgärder utanför anläggningen men där sådana inte kan begränsas i tidsrymd. (LRF)	$LERF / LERF < 1E-6$



Inga egna metodanvisningar och inget anges avseende flera anläggningar på samma plats eller avseende tätbefolkade områden.

Regleringen förutser inget behov av nya riskmått, men ger utrymme för tillståndshavaren att definiera och använda egna riskmått, om härskada är svårt att använda.



## 7 Slovakien

### 7.1 Deterministiskt

Beskrivningen av Slovakiens deterministiska kriterier har hämtats från tidigare rapport SSM2020-727-20 [2].

**Tabell 13:** Slovakiska radiologiska acceptanskriterier.

Anläggningstillstånd enligt IAEA	Indikativt frekvensband (per rå)	Acceptanskriterium - effektiv dos
AOO	$10^{-2} < f$	0,25 mSv
DBA	$10^{-4} < f < 10^{-2}$	10 mSv
DEC utan signifikanta bränsleskador (multipla felhändelser)	$10^{-6} < f < 10^{-4}$	10 mSv

Det finns alltså inga deterministiska radiologiska kriterier för scenarios med stora bränsleskador (härdskada).

**Tabell 14:** Antaganden för dosberäkningar i deterministiska säkerhetsanalyser.

Parameter	Antagande
Dos till representativ person eller dos på specificerat avstånd	Dos till representativ person på specificerat avstånd
Beaktade exponeringsvägar	Alla exponeringsvägar
Exponeringsperiod	Ett år

### 7.2 Probabilistiskt

Enligt UDPSA [1] har Slovakien följande probabilistiska kriterier:

**Tabell 15:** Probabilistiska kriterier i Slovakien.

Vad	Befintlig reaktor	Ny reaktor	Kommentar
Säkerhetssystem felsannolikhet	$< 1E-3$		Oacceptabelt om över
Reaktorskyddssystem felsannolikhet	$< 1E-5$		Oacceptabelt om över
CDF [/rå]	$< 1E-4$	$< 1E-5$	Säkerhetsmål
LERF/LERF [/rå]	$< 1E-5$	$< 1E-6$	Säkerhetsmål

De probabilistiska kriterierna förefaller inte stämma inte överens med de deterministiska doskriterierna eftersom accepterad dos är 10 mSv för händelser mellan  $1E-4$ /rå och  $1E-6$ /rå medan CDF antingen ska



vara under  $1E-4/\text{rå}$  eller för ny KKR under  $1E-5/\text{rå}$ . Dock är CDF summan av frekvenserna för de händelser som leder till en konsekvens medan doskriteriet avser enskilda händelser.

Ändringar i CDF anses vara obetydliga för risken om:

- $CDF < 1.0E-4/\text{rå}$  och förblir under  $1E-4/\text{rå}$  efter den kumulativa effekten av ändringar
- $LERF < 1E-5/\text{rå}$  och förblir under  $1E-5/\text{rå}$  efter den kumulativa effekten av ändringar

Ändringar i  $CDF > 1.0E-4/\text{rå}$  och  $LERF > 1.0E-5/\text{rå}$  anses vara oacceptabla.



## 8 Slovenien

### 8.1 Deterministiskt

Ingen information.

### 8.2 Probabilistiskt

Informationen hämtad från UDPSA [1] .

**Tabell 16:** Probabilistiska kriterier i Slovenien.

	<b>Acceptans</b>	<b>Åtgärd</b>	<b>Tillåten riskökning Nya/befintliga</b>
CDF	<1E-5	>1E-6	5E-7 / 1E-6
LERF	<1E-6	>1E-7	1E-8 / 1E-7
		Det ska visas att ytterligare reducering av frekvensen är antingen omöjlig eller orimlig.	I princip får ändringar inte öka risken, förutom när fördelarna tydligt kompenserar för den ökade risken.

Intressant att Slovenien har både gränser och mål - ALARA upplägg på sina PSA kriterier.



## 9 Spanien

Beskrivningen av Spaniens kriterier baseras främst på Nuclear Safety Council Instruction IS-37, 21 januari 2015 [16] och för probabilistiska kriterier UDPSA [1].

### 9.1 Deterministiskt

Royal Decree 738/2001 godkände Euratoms Regulation on Sanitary Protection against Ionising Radiations, Article 13 [15].

Gränsen för den tillåtna effektiva dosen för individer hos allmänheten (RHPIR) är 1 mSv per kalenderår. Andra gränser finns i beredningsplanering, och dessa är anläggnings specifika.

Enligt Nuclear Safety Council Instruction IS-37, 21 januari 2015 [16] gäller följande för frekvenserna av olika kategorier av händelser:

Tabell 17: Deterministiska kriterier i Spanien.

Händelse-kategori	Benämning	Frekvensband [ /rå ]	Kvalitativ beskrivning
I	Normal drift och andra händelser / tillstånd	$> 1$	Doserna som påverkar individer i allmänheten får inte vara högre än de begränsningar som ges av reglerna för skydd av hälsa mot joniserande strålning (RHPIR (1 mSv)).
II	Förutsedda händelser	$1 > F > 0,1$	Doserna som påverkar individer i allmänheten får inte vara högre än de begränsningar som ges av reglerna för skydd av hälsa mot joniserande strålning (RHPIR).
III	Förutsedda händelser	$0,1 > F > 0,01$	Frigörelse av radioaktivitet kan leda till att begränsningarna enligt RHPIR överskrids utanför ” <b>boundaries of the exclusion zone</b> ”, men referensvärdet i Basic Nuclear Emergency Plan (PLABEN) för att införa brådskande skyddsåtgärder kommer inte att överskridas.
IV	Ej förutsedda händelser under anläggnings livstid, men vars konsekvenser kan medföra utsläpp av betydande mängder av radioaktivt material.  Mht. dessa händelsers allvarlighetsgrad, är de konstruktionsstyrande för de prestanda och laster som de berörda SSK ska kunna hantera.		Frigörelse av radioaktivitet ska inte medföra en högre effektiv dos än 250 mSv, för en person som befinner sig vid gränsen för <b>exclusion zone</b> i 2 timmar, eller inom ett område med låg befolkningstäthet under den tid det tar för ett radioaktivt moln att passera.  Beroende av frekvensen av ett sådant scenario eller använd beräkningsmetodik, kan andelar av detta gränsvärde tillämpas. Dessutom ska det finnas adekvata åtgärder som säkrar att kontrollrumspersonalen inte får en högre dos än 50 mSv vid sådana händelser.

För att få en uppfattning om de nivåer som finns för interventionsnivåer för skyddsåtgärder kan nämnas (från bilaga 3 i Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, por el que se aprueba el Plan Básico de Emergencia Nuclear) att för inomhusvistelse är gränsen 10 mSv, för profylax 100 mGy och för evakuering 100 mSv.



## 9.2 Probabilistiskt

Enligt UDPSA [1] tillämpar myndigheten, för existerande respektive nya reaktorer följande kriterier (målsättning) avseende PSA: Enligt UDPSA finns dock inga officiella PSA kriterier i Spanien. PSA resultat som ligger i nivå med resultat i andra delar av världen anses vara acceptabla. Vidare lutar man sig mot IAEA och Europeiska krav och vägledningar.

**Tabell 18:** Probabilistiska kriterier i Spanien.

	Konsekvens	Befintliga KKR [/rå]	Nya KKR [/rå]
PSA nivå 1	CDF	< 1E-4	< 1E-5
PSA nivå 2	0,1% av härdinventarier	< 1E-6	< 1E-7

För PSA tillämpningar finns en vägledning med kriterier (GS 1.14 Basic criteria for carrying out PSA Applications). De kvantitativa kriterierna i denna vägledning är motsvarande de som finns i USA (USNRC RG 1.174 ” An approach for using probabilistic risk assessment in riskinformed decisions on plant-specific changes to the licensing basis”) [17] .

Efter Fukushima ska alla riskbidrag beaktas inklusive aspekter avseende flera anläggningar / strålkällor på samma förlägningsplats.



## 10 Storbritannien

### 10.1 Deterministiskt

Beskrivningen baseras i huvudsak på de brittiska ”Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities”, rev 1 2020 [18].

Storbritannien har 9 numeriska mål för doser mm till såväl arbetstagare som allmänhet:

- 3 mål avseende strålskydd (2 legala gränser)
- 1 mål definierar ett område för DBA och tillhörande kriterium (”success criteria”)
- 4 riskmåttal (absolut och dos – frekvens ”trappa”)
- 1 mål för samhällsrisk (100 eller flera dödsfall)

För allmänheten gäller enligt Tabell 19 följande avseende effektiv dos (det finns även andra gränser för organ och andra delar av kroppen, BSL-Basic Safety Limit och BSO-Basic Safety Objective):

**Tabell 19:** Gränser för effektiv dos till person i allmänheten i Storbritannien (Target 4).

	<b>BSL</b>	<b>BSO</b>
Normal drift	1 mSv	0,01 mSv
AOO 1E-3 < DBFS <sup>1</sup>	1 mSv	0,01 mSv
DBA 1E-4 < DBFS < 1E-3	10 mSv	0,01 mSv
DBA 1E-5 < DBFS < 1E-4	100 mSv	0,01 mSv

<sup>1</sup>Design Basis Fault sequence

Enligt SSM2020-757-20 [2] gällde 100 mSv även för motsvarande DEC-A.

Dessutom finns kriterier T7-T9 enligt Tabell 20. T7 och T9 är riskkriterier som avser sannolikheten per år att avlida som resultat av haverier som resulterar i exponering av radioaktiv strålning:

**Tabell 20:** Riskkriterier i Storbritannien.

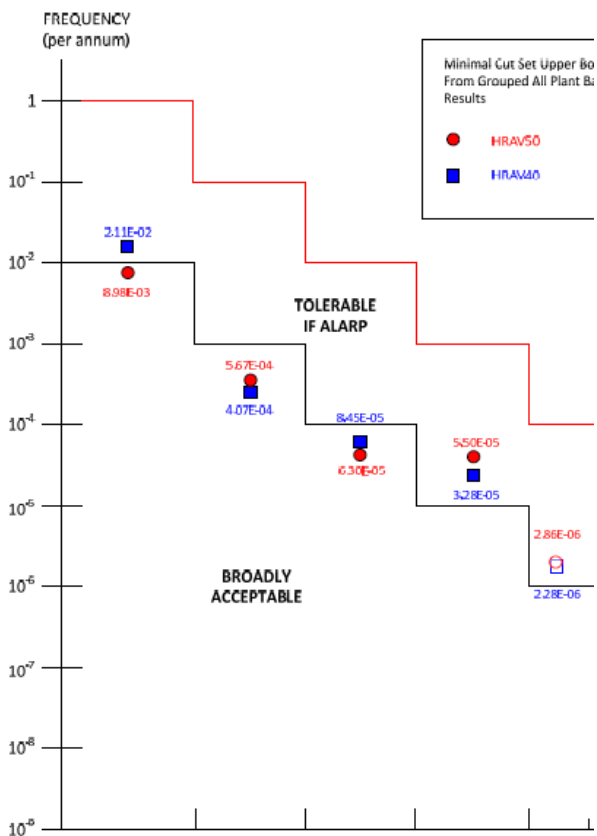
	<b>BSL</b>	<b>BSO</b>
T7 Risk för enskild individ hos allmänheten. Avser risken från en hel anläggningsplats	1E-4	1E-6
T8 Frekvens-dos mål för enskild anläggning – summerade frekvenser.	Se separat Tabell 21 och Figur 1.	
T9 Samhällsrisk: risk att 100 eller flera individer avlider omedelbart eller senare	1E-5	1E-7





Tabell 21: T8 doskrav (summerade frekvenser).

Effektiv dos (mSv)	BSL (år <sup>-1</sup> )	BSO (år <sup>-1</sup> )	Förväntade skyddsåtgärder
0,1 – 1	1	1E-2	<ul style="list-style-type: none"><li>Utökad monitorering;</li><li>Möjlig rådgivning avseende restriktioner i användning av mat som produceras nära anläggningen;</li></ul>
1 – 10	1E-1	1E-3	<ul style="list-style-type: none"><li>Utökad monitorering; troliga matrestriktioner;</li><li>I områden mycket nära anläggningen kan övervägas inomhusvistelse eller jodtabletter (kraftreaktorer);</li></ul>
10 – 100	1E-2	1E-4	<ul style="list-style-type: none"><li>Troliga matrestriktioner flera kilometer från anläggningen;</li><li>Trolig implementering av inomhusvistelse och jodtabletter (kraftreaktorer);</li><li>Evakuering kan övervägas av områden i omedelbar närhet till anläggningsplatsen;</li></ul>
100 – 1000	1E-3	1E-5	<ul style="list-style-type: none"><li>Förväntat omfattande matrestriktioner;</li><li>Trolig implementering av inomhusvistelse och jodtabletter inom flera kilometers avstånd från anläggningen (kraftreaktorer);</li><li>Trolig evakuering av befolkning i närheten av anläggningen.</li></ul>
1000 < E	1E-4	1E-6	-



Figur 1. Illustration av ONR T8 Frekvens-dos mål för enskild anläggning.



T8 är oförändrad sedan 1992 och anger summerade frekvensklasser avseende individuella anläggningar. För ONRs inspektörer finns vägledning avseende dosberäkningar i Technical Assistance Guide avseende Radiological Analysis for Fault Conditions (TAG 45) [19].

T9 kräver i allmänhet en PSA nivå 3 som utgår från PSA nivå 2 och beaktar demografi, meteorologi, födointag mm. Förutom i fall med väldigt stora utsläpp, så domineras resultaten normalt av sena effekter pga. små doser till många individer. Anges som det svåraste avseende att påvisa kravuppfyllnad.

Enligt SSM2020-727-20 [2] används följande antaganden för dosberäkningar:

**Tabell 22:** Antaganden vid dosberäkningar i deterministiska analyser i Storbritannien.

Parameter	Antagande
Dos till representativ person eller dos på specificerat avstånd	Personen befinner sig på den mest utsatta positionen (vanligen förläggingsplatsens staketgräns men inte alltid, om utsläpp sker högt. Den maximala effektiva dosen ska beakta de möjliga egenskaperna (ålder, plats och vanor) och det mest begränsande värdet avseende AOO/DBA ska tillämpas.
Beaktade exponeringsvägar	Alla exponeringsvägar ska beaktas och inga skyddsåtgärder krediteras om det inte är hög sannolikhet för att de införs. Personen antas befinna sig på den mest utsatta positionen under hela utsläppsförloppet (kan reduceras om det går att motivera). En icke relevant exponeringsväg kan försummas.
Exponeringsperiod	Personen befinner sig vid den mest utsatta positionen under hela utsläppsförloppet, dock finns utrymme för mera realistiska antaganden.

## 10.2 Probabilistiskt

Enligt UDPSA används måltal endast för PSA nivå 1 där härdskadefrekvensen ska vara mindre än  $1E-4/rå$  och man ska sträva efter att nå en frekvens på  $1E-5/rå$ .

Se även om riskkriterier i avsnittet ovan.



## 11 Tjeckien

### 11.1 Deterministiskt

Tjeckiens kriterier baseras helt på SMR Prepartnership sammanställningen.

**Tabell 23:** Frekvensband och dosgränser i Tjeckien.

Benämning	Frekvensband	Dosgräns
DBC2	$1E-1 < f$	0,1 mSv
DBC3	$f < 1E-1$	1 mSv
DBC4	$f < 1E-2$	Saknas?
DEC-A	$f < 1E-4$	10 mSv 2 dagar
DEC-B	$< 1E-6$	Ingen skyddsåtgärd utanför EPZ (Emergency planning zone)

### 11.2 Probabilistiskt

Informationen hämtad från UDPSA [1]. Tjeckien anger måltal avseende resultat från PSA nivå 1 och PSA nivå 2.

**Tabell 24:** Probabilistiska kriterier i Tjeckien.

PSA nivå	Mål existerande [rå]	Mål nya [rå]
Nivå 1 (härdskada)	1E-4	1E-5
Nivå 2 (Utsläpp)	1E-5	1E-6



## 12 Ungern

### 12.1 Deterministiskt

Beskrivningen av Ungerns deterministiska kriterier baseras på svaren till den utskickade enkäten.

**Tabell 25:** Frekvensband och dosgränser i Ungern.

Händelseklass	Indikativt frekvensband [f/rå]	Effektiv dos allmänhet	Utsläppsgräns
AOO	$10^{-2} < f$	0,1 mSv	Dosbegränsning för allmänheten
DBA	För befintliga KKR samma för DBC 3 och DBC4 DBC3 för nya KKR: $10^{-4} < f < 10^{-2}$	> 1 mSv	
	DBC4 för befintliga KKR: $10^{-5} < f < 10^{-2}$	5 mSv	
	DBC4 för nya KKR: $10^{-6} < f < 10^{-4}$		
DEC-A Utökade konstruktionsvillkor utan signifikanta bränsleskador (CCF, sannolika händelsesekvenser, sällsynta yttre hot)	För befintliga KKR: $f < 10^{-5}$ För nya KKR: $f < 10^{-6}$	5 mSv	
DEC-B härdskada	Summan av alla scenarios som leder till DEC-B, dvs PSA kriterium.  Befintliga KKR $f < 10^{-5}$  Nya KKR $f < 10^{-6}$	Radiologisk påverkan utanför förlägningsplatsen kan kräva att skyddsåtgärder som är begränsade till yta och tidsperiod införs.	a) brådskande skyddsåtgärder krävs på ett avstånd över 800 m från KKR.; b) Varje typ av temporär åtgärd, såsom temporär evakuering bortom ett avstånd av 3 km från KKR; c) varje typ av efterföljande skyddsåtgärder, såsom slutlig omflyttning av boende bortom 800 m från KKR; d) Långvariga restriktioner i födoingtag.



Dosberäkningarna avser en representativ individ, alla exponeringsvägar och ett års summerad dos.

DBA LOCA beräknas enligt NRCs RG 1.183 Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors [20]. I DEC-A (utan komplett härskada) antas att 10% av bränslet är skadat.

## 12.2 Probabilistiskt

Tabell 26: Probabilistiska måttal i Ungern.

	Befintliga KKR	Nya KKR	
CDF	< 1E-4	< 1E-5	Alla händelser och driftlägen / alla driftlägen och händelser
LRF/LERF	< 1E-5 (mål 1E-6)	< 1E-6	PSA nivå 2 krävs för att påvisa kravuppfyllnad. För nya KKR ska LRF/LERF i praktiken vara eliminerade

För anläggningar i drift finns ingen definition av stort eller tidigt utsläpp, men det förväntas inte kräva matrestriktioner.

Kriterier för nya KKR enligt Appendix 3a of the HAEA decree No. 1/2022 (IV. 29.) [21]:

- inga brådskande skyddsåtgärder inom 800 m från KKR.
- inget behov av någon temporär skyddsåtgärd, t.ex. temporär evakuering av befolkning utanför en radie på 3 km från KKR.
- Inget behov av någon som helst efterföljande skyddsåtgärd, t.ex. omflyttning av befolkning, utanför en radie på 800 m från KKR;
- Inget behov av långvariga matrestriktioner.

Enligt Appendix 3a i HAEA decree No. 1/2022 (IV. 29.) gäller följande avseende flera kärntekniska anläggningar på samma anläggningsområde:

- Om en anläggningsplats har flera reaktorer, så ska konstruktionen beakta att någon extern faktor kan påverka alla KKR samtidigt.
- Om en anläggningsplats har flera reaktorer, så ska konstruktionsarbetet studera möjligheten av CCF hos säkerhetssystem, av samma syfte, typ och drift.
- Det ska studeras hur fel hos säkerhetssystem, som används av mer än en reaktor, samtidigt kan påverka säkerheten hos de individuella reaktorer.

I fallet med en anläggningsplats med flera reaktorer, eller anläggningsplatser med kärntekniska anläggningar som ligger nära varandra, ska analyseras effekten av reaktorernas och anläggningarnas ömsesidiga påverkan på varandra under anläggningarnas alla driftlägen, lika väl som under alla omständigheter som kan vara resultatet av alla tänkbara faror. I analysen ska beaktas alla livscykelinteraktioner inklusive uppförande, idrifttagning och avställning.

I fallet med en anläggningsplats med flera reaktorer, eller om det finns en annan kärnteknisk anläggning i närheten, och anläggningarna delar på personella eller andra resurser, ska det demonstreras att nödvändiga säkerhetsfunktioner kan upprätthållas, med hänsyn till alla reaktorer och anläggningar.

Avseende tätbefolkade områden (Appendix 7 HAEA decree No. 1/2022 (IV. 29.):

Befolkningsfördelningen med demografiska karakteristika, inklusive existerande och predikterade data, temporärt och permanent boende, ska identifieras som stöd för värderingen av effekten av radioaktiva utsläpp och påverkan på beredskapsplanering och för att möjliggöra framtagning av



beredskapsplaner för radiologiska nödsituationer, och värdering av dessas funktionalitet. I värderingsarbetet, ska hög prioritet ges till tätbefolkade områden i den närmaste omgivningen till en anläggningsplats, sociala inrättningar och tätorter i regionen. Riktade enkäter ska genomföras för att säkra att dataunderlaget är tillräckligt.

Enligt enkätsvar från Ungern, krävs inte PSA nivå 3 för KKR. Dock krävs PSA nivå 3 (eller motsvarande) för anläggningar för mellanlagring av använt kärnbränsle och för anläggningar för förvaring av radioaktivt avfall.

Ev. specifik hantering av vissa källor till radioaktiva utsläpp eller faror.

Ungerns reglering skiljer framförallt på inträffandefrekvensen beroende av källa och fara, exempelvis för en ny KKR (Appendix 3a HAEA decree No. 1/2022 (IV. 29.)):

En inledande händelse kan uteslutas från vidare analys om:

- a) frekvensen av den interna inledande händelsen (fel på SSK eller som resultat av felaktiga manuella ingrepp) är mindre än  $1E-6/\text{år}$ ;
- b) frekvensen för en fara som yttrar sig som resultat av en extern mänsklig aktivitet, karaktäristisk för anläggningsplatsen, är mindre än  $1E-7/\text{år}$ , eller om faran uppstår på ett så stort avstånd att det kan demonstreras att den inte påverkar säkerheten hos kärnkraftsreaktorn, och
- c) frekvensen för alla inledande händelser som utlöses av en extern naturlig fara som är mindre än  $1E-5/\text{år}$ , eller en sådan extern naturlig fara där det kan demonstreras att den inte fysiskt kan påverka kärnkraftsreaktorn.
- d) Enligt den Ungerska regleringen hanteras alla driftlägen och radioaktiva källor likvärdigt och alla måste beaktas vid påvisande av att acceptanskriterierna innehålls.



## 13 Indien

### 13.1 Deterministiskt

Det ska visas att beräknade doser, vid konstruktionsstyrande fall, till allmänheten vid staketgränsen inte överstiger de referensvärden som Indiska myndigheten Atomic Energy Regulatory Board (AERB) har föreskrivet i Design of Light Water Reactor based Nuclear Power Plants, AERB CODE NO. AERB/NPP-LWR/SC/D [22]. Se även avsnitt 2.3 i AERB Safety Code on Site Evaluation of Nuclear Facilities, No. AERB/NF/SC/S, Rev.1, 2014 [23].

För en representativ person ska följande dosgränser (med beaktande av alla utsläppsvägar och alla exponeringsvägar) tillämpas. OBS! inga frekvenser angivna:

Tabell 27: Dosgränser i Indien.

Händelseklass	Frekvensband	Dos	Beskrivning
Normal drift inkl. förväntade störningar	-	1 mSv	Denna gräns avser dosbidrag från utsläpp av radioaktiva produkter från alla kärntekniska anläggningar på en förläggingsplats. Tillräcklig dosreserv ska säkras för framtida utbyggnad.
DBA	-	20 mSv	Ett år efter händelsen; DBA: 20 mSv/år efter händelsen. Det ska inte krävas skyddsåtgärder utanför anläggningen (beyond exclusion zone).
DEC utan härdskador	-	20 mSv	Det ska inte krävas skyddsåtgärder i form av inomhusvistelse eller evakuering för individer som är bosatta utanför anläggningen (beyond exclusion zone). Behov av kontroller avseende jordbruk eller för matrestriktioner (food banning) bör begränsas till små områden och till en gröda. Samma dosgräns som DBA, med sådana skyddsåtgärder.
DEC med härdsmälta	-		Utsläppet av radioaktivt material bör inte leda till behov av permanent evakuering och behovet av skyddsåtgärder utanför anläggningen bör begränsas till yta och tidsrymd.

DEC med härdsmälta kan ses som jämförbart med svenska händelseklass H5 och kravet på filtrerad inneslutning med max utsläpp av 100 TBq Cs-137. Dock finns inget deterministiskt kriterium och frekvensband. Detta återfinns istället i PSA-kraven.

### 13.2 Probabilistiskt

Enligt avsnitt 5.5.2 I AERB SAFETY CODE NO. AERB/NPP-LWR/SC/D, Design of Light Water Reactor based Nuclear Power Plants [22], gäller nedan:

- Säkerhetssystem och deras stödsystem ska konstrueras så att felsannolikheten vid behov är mindre än  $1E-3$ . Realistiska felkriterier ska användas och bästa möjliga felintensiteter, med beaktande av förväntade behov efter störningar.
- Måttal för PSA nivå 1 (avseende systemtillförlitlighet, frekvens för härdskada och frekvens för tidiga stora utsläpp av radioaktivitet) är definierade av myndigheten. Måttalen följer INSAG-12 [13] vars rekommendationer används som referensvärden.



- Kvantitativa måttal är också definierade i myndighetens dokument, t.ex., AERB/NPP-LWR/SC-D, 2015 [22] avseende konstruktion och AERB/NF/SC/S, Rev.1, 2014 [23] avseende anläggningsområde.
  - $CDF < 1E-6/rå$  för bidrag från interna händelser vid effekt drift och avställd reaktor.
  - Den totala härskadefrekvensen ska vara under  $1E-5/rå$  inkluderat alla interna och externa händelser, även jordbävning.
  - Händelser med härskada som leder till tidiga eller stora utsläpp ska vara praktiskt eliminerade, kvantitativt uttryck som mindre än  $1E-7/rå$ .





## 14 Japan

### 14.1 Deterministiskt

Ingen information.

### 14.2 Probabilistiskt

Enligt UDPSA [1] har Japan följande probabilistiska säkerhetsmål:

**Tabell 28:** Probabilistiska måttal i Japan.

Konsekvens	Max frekvens [/rå]
Härdskada	1E-4
Felande inneslutning	1E-5
Utsläpp av mer än 100 Tbq Cs137	1E-6

Dessa säkerhetsmål gäller lika för alla kärnkraftsreaktorer och förväntas vara innehållna genom implementering av myndighetens (NRA) krav och tillsyn av kärntekniska anläggningar.



## 15 Korea

### 15.1 Deterministiskt

Ingen information.

### 15.2 Probabilistiskt

2001 antogs en policy (i princip samma som i USA) att:

*”The risk to an average individual in the vicinity of a nuclear power plant of prompt fatality resulting from reactor accidents should not exceed 0.1% of the sum of prompt fatality risks resulting from all other accidents.*

*The risk to the population in the area near a nuclear power plant of cancer fatalities resulting from nuclear power plant operation should not exceed 0.1% of the sum of cancer fatality risks resulting from all other causes.”*

Policyn implementerades genom att införa så kallade surrogatkriterier i utkast till NSSC regler 2016 i form av målvärden (”Objectives”) som man ska visa att PSA resultaten innehålls:

**Tabell 29:** Probabilistiska kriterier i Korea.

	<b>Reaktorer i drift [/rå]</b>	<b>Nya<sup>3</sup> reaktorer [/rå]</b>	<b>Kommentar</b>
Härdskada	< 1.0E-4	< 1.0E-5	Ska motsvara risken att dö av cancer som följd av utsläpp efter härdskada
Stort tidigt utsläpp (LERF)	< 1.0E-5	< 1.0E-6	Ska motsvara risken för omedelbart dödsfall som följd av utsläpp
Utsläpp > 100 TBq Cs-137	< 1.0E-6		

<sup>3</sup> T.ex. APR 1400 och konstruktioner som bygger vidare på denna



## 16 Kanada

### 16.1 Deterministiskt

REGDOC 2.4.1 Deterministic Safety Analysis [24] anger doskriterier för nya lättvattenreaktorer. Enligt RD-367: Design of Small Reactor Facilities [25] avsnitt 4.3.3 gäller samma kriterier för SMR. För existerande reaktorer ska de dosgränser som anges i drifttillstånden innehållas.

**Tabell 30:** Kanadensiska doskriterier.

Benämning händelseklass	Nya lätvattenreaktorer	SMR	Existerande KKR
AOO	0,5 mSv	0,5 mSv	Se drifttillstånd
DBA	20 mSv	20 mSv	
BDBA	Se PSA	Se PSA	

För beräkningarna anges ett antal villkor som ska användas, t.ex. för AOO gäller att acceptanskriterier ska innehållas utan kreditering av automatisk aktivering av säkerhetssystem.

Den effektiva dosen beräknas för en period av 30 dagar efter den analyserade händelsen.

För BDBA används riskkriterier, se avsnittet om PSA.

### 16.2 Probabilistiskt

Enligt Kanadensiska myndighetens REGDOC-2.5.2, *Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants* [26], avsnitt 2.2.2, gäller följande för nya vattenkylda KKR:

**Tabell 31:** Kanadensiska probabilistiska måltal.

Säkerhetsmål	Motiv	Beskrivning
Härdska- frekvens	Haveri- förebyggande	Den totala frekvensen av alla händelsesekvenser som kan resultera i signifikanta härdsador ska vara mindre än $1E-5/rå$ .
Frekvens för litet utsläpp	Utsläpp som kräver evakuering	Den totala frekvensen av alla händelsesekvenser som kan resultera i ett utsläpp av radioaktivitet till omgivningen som är större än $10^{15}$ Bq I-131 ska vara mindre än $1E-5/rå$ .  Ett större utsläpp kan innebära behov av temporär evakuering av lokalbefolkningen.
Frekvens för stort utsläpp	Utsläpp som kräver långvarig omflyttning	Den totala frekvensen av alla händelsesekvenser som kan resultera i ett utsläpp av radioaktivitet till omgivningen som är större än $10^{14}$ Bq Cs-137 ska vara mindre än $1E-6/rå$ .  Ett större utsläpp kan innebära behov av långvarig omflyttning av lokalbefolkningen.

För befintliga reaktorer gäller kriterierna som måltal.



Enligt RD367 Design of Small Reactor Facilities [25], som är teknikneutral och avser kärntekniska anläggningar för forskning, isotopproduktion, ångproduktion, elproduktion eller andra anläggningar med en reaktor med en termisk effekt under ca 200 MW, gäller följande kvantitativa mål för svåra haverier (BDBA):

- Den totala frekvensen av alla händelsesekvenser som kan resultera i signifikanta härdskador ska vara mindre än  $1E-5$ /år.
- Den totala frekvensen av alla händelsesekvenser där utsläpp av radioaktivitet till omgivningen kräver temporär evakuering av lokalbefolkningen ska vara mindre än  $1E-5$ /år. Detta benämns som ett litet utsläpp.
- Den totala frekvensen av alla händelsesekvenser där utsläpp av radioaktivitet till omgivningen kräver långvarig omflyttning av lokalbefolkningen ska vara mindre än  $1E-6$ /år. Detta benämns som ett stort utsläpp.

Kanada har även tydliga krav att säkerhetssystemens funktionssäkerhet ska definieras, motiveras och analyseras. Enligt REGDOC-2.6.1, Reliability Programs for Nuclear Power Plants [27] gäller att måltal för säkerhetssystem ska definieras. Dessa måltal ska vara i överensstämmelse med de övergripande säkerhetsmåltalen. Med hänvisning till IAEA TECDOC-524, Status, Experience and Future Prospects for the Development of Probabilistic Safety Criteria [28], anges att måttalet för tillförlitligheten hos ”speciella” säkerhetssystem inte ska vara mindre än 0,999, dvs. max felsannolikhet på  $1E-3$ . För andra säkerhetssystem av betydelse för säkerheten ska måttalet vara minst 120% av förväntade funktionssäkerhetsprestanda.



## 17 USA

### 17.1 Deterministiskt

Enligt figur 3-3 i NUREG-1860, Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing (2007) [29] kan följande kriterier utläsas:

**Tabell 32:** Amerikanska doskriterier.

Frekvensband	Dos	Referens / kommentar
1E-2 < f	0,05 mSv (5 mrem)	ALARA i 10CFR50 App I
1E-3 < f < 1E-2	1 mSv (100 mrem)	Gräns i 10CFR20
1E-4 < f < 1E-3	10 mSv (1 rem per händelse (yttre))	EPA PAGs (Environmental Protection Agency Protection Action Guidelines)
1E-5 < f < 1E-4	250 mSv (25 rem per händelse)	Gräns för AO rapportering, gränsvärde i 10 CFR 50,34.a och part 100 för siting.
1E-6 < f < 1E-5	500 mSv (50 rem)	Gräns för tidiga hälsoeffekter
5E-7 < f < 1E-6	Inget specifikt värde angivet	Gränsen för tidiga dödsfall överskrids
F < 5E-7	Över 3-4 Sv (300-400 rem) Över 5 Sv (500 rem)	Tidiga dödsfall troliga Tidiga dödsfall mycket troliga

RG 1.183 [20] anger förutsättningar för beräkningar.

### 17.2 Probabilistiskt

Sedan länge har man i USA för befintliga lättvattenreaktorer (baserat på anläggningens storlek, prestanda, källterm och beredskap mm, samt förlägningsplatsdata avseende t.ex. meteorologi och demografi) använt följande så kallade surrogatkriterier för CDF (Core Damage Frequency), LERF (Large Early Release Frequency) och CCFP (Conditional Containment Failure Probability) (NUREG-1860 vol 1 [29] avsnitt 3.2.3 Surrogate Risk Objectives):

- CDF: 1E-4/rå
- LERF: 1E-5/rå
- CCFP: 0.1

1E-4/rå utgör surrogat för den latent cancerisken (QHO- Quantitative Health Objective) och likaväl som ett mått på förebyggande av haverier, och 1E-5/rå eller CCFP=0,1 utgör surrogat för risken att avlida i ett tidigt skede av ett reaktorhaveri.

Detta baseras i grunden på kvantitativa riskkriterier:

- Risken att dö som resultat av en reaktorolycka för representativ individ i närheten av ett kärnkraftverk ska inte vara större än 0,1% av summan av alla risker att dö som resultat av andra olyckor som individer i USA exponeras för (uppskattningsvis 5E-7/år).
- Risken att dö av cancer som resultat av drift av kärnkraftverk för befolkningen i närheten av kärnkraftverk får inte vara större än 0,1% av summan av risken för dödlig cancer som härrör från alla andra orsaker (uppskattningsvis 2E-6/år).

Risken att dö i direkt resultat av ett haveri avser en representativ (medel) individ som lever i ett område mellan anläggningen (staketgräns) och en engelsk mil (1600 m) från anläggningen.



Risken att dö av cancer avser en representativ (medel) individ som lever i ett område mellan anläggningen (staketgräns) och tio engelska mil (16 km) från anläggningen.

RG 1.174 ”*Risk-informed Changes to the Licensing Basis*” [17] anger vägledning avseende kvantitativa värden att värdera resultat från PSA nivå 1, t.ex. för att:

- Eliminera föreslagna krav då risken redan är acceptabelt låg
- Som underlag för beslut om åtgärder genom att studera förväntad minskning av CDF.

**Tabell 33:** NRC vägledning avseende kvantitativa värden att värdera resultat från PSA nivå 1.

Förväntad minskning av CDF [/ <i>rå</i> ]	Åtgärd
> 1E-4	Högprioriterat att fortsätta NRCs analys
1E-4 – 1E-5	Beslut om fortsatta arbete eller ej tas av ansvarig ”Division Director”
< 1E-5	Fortsatt analysarbete avslutas så till vida att ”Office director” beslutar annat baserat på starka ingenjörsmässiga eller kvalitativa skäl.



## 18 Sammanfattning

### 18.1 Deterministiskt

Tabell 34 sammanfattar samtliga deterministiska kriterier som identifierats i den genomförda kartläggningen. Tabellen redovisar såväl dos som utsläppskriterier och i en del fall riskkriterier. Flera länder anger frekvensband över flera tiopotenser men i denna tabell motsvarar varje kolumn ett frekvensintervall i tiopotenssteg förutom de lägsta frekvensbanden under  $1E-6$ /rå. I tabellen ingår i huvudsak Europeiska länder men även Indien, Kanada och USA. För varje land anges frekvensbandets benämning enligt respektive lands nomenklatur och de olika tillhörande acceptanskriterierna. Acceptanskriterierna avser mSv om ej annat anges, som i fallet med utsläppskriterium.

Observera att enligt sammanställningen finns inga frekvensgränser i den franska, indiska och kanadensiska regleringen, utan det som anges är typiska frekvenser som används internationellt.

Tabell 35 återger observationer per land och därefter följer i löpande text observationer per frekvensband.



SSMError! Reference source not found.

Tabell 34. Sammanställning av ”deterministiska” radiologiska acceptanskriterier.

Frekvensband →	< 5E-7	5E-7 < 1E6	1E-6-1E-5	1E-5-1E-4	1E-4-1E-3	1E-3-1E-2	1E-2-1E-1	1E-1-1
Land	8	7	6	5	4	3	2	1
Sverige bef. KKR	< 100 TBq		10 TBq	10 TBq	1 TBq	1 TBq	0,1 TBq	-
		-	100	100	10	10	1	1
	H5	H5	H4A/H4B (YH: 1E-5 < H4A < 1E-5; 1E-6 < H4B < 1E-5)		H3		H2	H2
Finland	100 TBq < (PSA)	< 100 TBq (PSA)		-	-	-	-	-
	-	-	-	20	5	1	0,1	0,1
Frankrike	DEC-A, DEC-B och DEC-C				Klass 2	Klass 1	AOO	
		-	-	10	10	10	1	1
			DEC-B	DEC-A	DBC4	DBC3	DBC2	-
Nederländerna	Riskkriterier		100	100	10	10	1	0,1
	DEC		DBA	DBA	DBA	DBA	AOO	AOO
Polen	-	-	Kvalitativa kriterier				0,3	0,3
	-	-	DEC-B (HS)	DEC-A	DBA		AOO	
Slovakien	-	-	10	10	10	10	0,25	0,25
	-	-	DEC	DEC	DBA	DBA	AOO	AOO
Spanien		<250	>1				1	1
			CAT IV				CAT III	Cat I-II
Storbritannien BSL/BSO	Riskkriterier			100/0,01	10/0,01	1/0,01	1/0,01	1/0,01
Tjeckien	-	-	10	10	?	1?	1	0,1
	DEC-B	DEC-B	DEC-A	DEC-A	DBC4	DBC3	DBC3	DBC2
Ungern	Bef KKR: ->	DEC-B risk	DEC-A – 5	5	5	1	0,1	0,1
	Ny KKR: DEC-B risk	DEC-A – 5	5	5	1	1	0,1	0,1
					DBC4		DBC2	AOO
Indien			-	20	20	20	1	1
			DEC HS	DEC utan HS	DBA	DBA	AOO	AOO
Kanada nya KKR inkl SMR		Risk		20	20	20	0,5	0,5
		BDBA	BDBA	DBA	DBA	DBA	AOO	AOO
USA	Över 3 Sv		500	250	10	1	0,05	0,05
	BDBA	BDBA	BDBA	BDBA	DBA	DBA	AOO	Normal





Tabell 35. Observationer avseende deterministiska kriterier per land.

Sverige bef. KKR	Alla kriterier anges per händelse/förhållande. Egna benämningar på de olika händelsekategorierna. Speciella frekvensband för yttre händelser. Ingen undre frekvensgräns för utsläpp under 100 TBq Cs-137 (H5). Ingen undre frekvens i H4B.
Finland	Samma för befintliga och nya KKR. PSA kriterier för svåra haverier. Närförläggning utreds fortsatt. Alla händelser lika inklusive yttre händelser. Inget frekvensband för DEC med max 20 mSv per händelse. Finska DEC utan bränsleskador har tre delar DEC-A - CCF; DEC-B - sekvenser identifierade med PSA; DEC-C - sällsynta yttre hot.
Frankrike	Frekvensband finns inte i regleringen. Alla händelser verkar hanteras lika. Inga kriterier för händelser under 1E-4/rå. DEC-A definierat som ingen eller endast begränsad radiologisk påverkan utanför förläggningsplatsen medan DEC-B innebär radiologisk påverkan.
Nederländerna	Samma kriterier för befintliga och nya KKR. Anger även doskriterier för barn. Alla händelser lika inklusive yttre händelser. Inga doskriterier för händelser med stora bränsleskador. Avgränsas av maximal frekvens för härdskada (PSA). Användning av riskkriterier. Riskkriterierna kräver att PSA nivå 3 genomförs. Finns metodvägledning för PSA nivå 3.
Polen	Enbart doskriterium 0,3 mSv för förväntade störningar $f < 1E-2/rå$ . I övrigt kvalitativa kriterier. Lika för alla typer av händelser och driftlägen. Det är notervärdt att de kvalitativa doskriteriet för DEC-B – härdskada är samma som DEC-A utan signifikanta härdskador. De deterministiska kriterierna går ner till händelser med frekvens ner till 1E-6/rå. För PSA anges att frekvensen för härdskada ska vara mindre än 1E-5/rå, händelser med stora eller tidiga utsläpp ska vara mindre än 1E-6/rå.
Slovakien	Inga doskriterier för scenarios med stora bränsleskador. Samma doskriterium för hela frekvensintervallet från 1E-2 till 1E-6. Övergår i PSA kriterier. De probabilistiska kriterierna förefaller inte stämma överens med de deterministiska doskriterierna eftersom accepterad dos är 10 mSv för händelser mellan 1E-4 och 1E-6 medan CDF antingen ska vara under 1E-4 eller för ny KKR under 1E-5. Dock är CDF summan av frekvenserna för de händelser som leder till en konsekvens medan doskriteriet avser enskilda händelser.
Spanien	Gränsen för den tillåtna effektiva dosen för individer hos allmänheten (RHPIR) är 1 mSv per kalenderår. Andra gränser finns i beredningsplanering, och dessa är anläggningsspecifika.
Storbritannien	Har ett omfattande kriteriepaket med såväl doskriterier som riskkriterier som kräver att PSA nivå 3 genomförs. Tillämpar såväl kriteriegräns som mål, med ALARA motivering.
Tjeckien	Enbart begränsat med information avseende frekvensband och dosgränser från SMR Prepartnership sammanställning.
Ungern	Alla bidrag lika, Olika kriterier för befintliga och nya reaktorer i händelseklasserna DBC 3, DBC 4 och DEC-A. Mer restriktivt för nya KKR. För DEC-B härdskada PSA kriterium.
Indien	Anger inga explicita frekvensband. Amerikansk terminologi med AOO, DBA och DEC. DBA och DEC (utan härdskador) 20 mSv. DEC med härdskada kan ses som jämförbart med svenska händelseklass H5 och kravet på filterad inneslutning med max utsläpp av 100 TBq Cs-137. Dock finns inget deterministiskt kriterium och frekvensband. Detta återfinns istället i PSA kraven.
Kanada	Samma doskriterier för nya lättvattenreaktorer och SMR ner till och med DBA. För BDBA PSA kriterier. SMR (termisk effekt max 200 MW) uppdelning i litet ( $10^{15}$ Bq I-131) respektive stort ( $10^{14}$ Bq CS-137) utsläpp med 1E-5 respektive 1E-6 per reaktorår som gräns för inträffandefrekvensen.
USA	Siffrorna i denna sammanställning baseras på NUREG-1860 med doskriterier som refereras till olika delar av amerikansk reglering. Ansluter relativt väl till andra länders dosgränser förutom högre dosgränser för händelser där det enligt PSA kriteriet förväntas härdskador respektive stora utsläpp. 5E-7 verkar vara gränsen för restrisk.



Sverige är det enda land som anger ett utsläppskriterium (dos eller utsläpp) i samtliga frekvensband. En del andra länder anger utsläppskriterier för svåra haverier, men de är formulerade som riskkriterium. Utsläppskriterierna ansluter till svenska konstruktionskravet på haverifilter från 80-talet.

Bortsett från att man i Storbritannien använder "Limit" och "Objective", så är de brittiska dosgränserna relativt lika de nuvarande svenska dosgränserna för kärnkraftsreaktorer i drift. För flertalet länder gäller angivna kriterier såväl befintliga som nya KKR.

I denna sammanställning är Sverige det enda land som har separata frekvensband för yttre händelser (i händelseklasserna H4A och H4B).

De flesta länder använder benämningarna normal drift, förväntade störningar (AOO-Anticipated Operating Occurrences), konstruktionsstyrande haverier (DBA – Design Basis Accidents) som även benämns "accident conditions", samt händelser utanför design (BDBA – Beyond Design Basis Accidents). Några länder använder WENRA nomenklatur med ett antal klasser av konstruktionsstyrande händelser (DBC - Design Basis Conditions) och utökade konstruktionsvillkor (DEC – Design Extension Conditions). Definition av DEC skiljer dock mellan de olika länderna. I de flesta fallen motsvarar DEC-A ett fall med begränsade bränsleskador och DEC-B härdsmälta. I Finland är alla DEC händelser utan större bränsleskador men en uppdelning i A-C finns som relaterar till händelser som betraktas som DEC: DEC-A - CCF; DEC-B - sekvenser identifierade med PSA; och DEC-C - sällsynta yttre hot.

#### *Observationer per frekvensband:*

Nedan refereras till händelseklassbegrepp enligt Tabell 36.

**Tabell 36. Begrepp för händelseklasser i olika frekvensband (svenska beteckningar).**

Händelseklass (händelser och förhållanden)	Inträffande-frekvens [år <sup>-1</sup> ]
Normala (H1)	$1 \leq H1$
Förväntade (H2)	$1E-2 \leq H2$
Ej förväntade (H3)	$1E-4 \leq H3 < 1E-2$
Osannolika (H4A)	$1E-6 \leq H4A < 1E-4$ Yttre händelser: $1E-5 \leq H4A < 1E-4$
Speciella (H4B)	$> 1E-4 + CCF$ Yttre händelser: $1E-6 \leq H4B < 1E-5$
Mycket osannolika (H5)	$< 1E-6$
Extremt osannolika (H6)	

#### **Frekvensband 1: 1E-1-1**

I Sverige är detta H2 då normala händelser och förhållanden (H1) har frekvens 1 eller över. För H1 har Sverige 0,025 mSv per KKR för att beakta att upp till fyra KKR kan finnas på samma förlägningsplats..

I frekvensband 1 har de flesta länderna ett doskriterium på 0,1 mSv och kriteriet avser en förlägningsplats snarare än en KKR.

Sverige har 1 mSv. De länder som, utöver Sverige, avviker från 0,1 mSv är USA med 0,05 mSv, Kanada med 0,5 mSv och Polen med 0,3 mSv. Flera länder har ett kriterium som täcker in hela området 1E-2 till 1, dvs. även frekvensband 2 nedan.

#### **Frekvensband 2: 1E-2-1E-1**



I detta frekvensband ingår förväntade händelser. Många länder inklusive Sverige anger ett kriterium som täcker in hela området  $1E-2$  till 1, dvs. även frekvensband 1 ovan.

Här är variationen större, mellan i huvudsak 1 mSv och 0,1 mSv. Sverige har 1 mSv medan t.ex. Finland har 0,1 mSv.

USA har samma kriterium 0,05 mSv som i frekvensband 1. Kriteriet avser en förläggingsplats snarare än en KKR. T.ex. Indien anger att kriteriet ska beakta flera anläggningar på samma förläggingsplats.

Det som avviker från 0,1 mSv respektive 1 mSv är USA med 0,05 mSv, Kanada med 0,5 mSv och Polen med 0,3 mSv, se även frekvensband 1.

### **Frekvensband 3: $1E-3-1E-2$**

I detta frekvensband ingår ej förväntade händelser.

Ungefär lika fördelning mellan 1 och 10 mSv där t.ex. Finland har det lägre värdet och Sverige har 10 mSv för befintliga KKR. I Sverige täcker H3 kriteriet in både frekvensband 3 och 4 medan Finland har olika kriterier, 1 mSv i frekvensband 3 och 5 mSv i frekvensband 4. Motsvarande upplägg finns även i Storbritannien med 1 respektive 10 mSv.

Kanada har i detta frekvensband 20 mSv.

Flera länder har samma kriterium som Sverige, t.ex. Frankrike, Nederländerna, Slovakien och Indien.

### **Frekvensband 4: $1E-4-1E-3$**

I detta frekvensband ingår ej förväntade händelser.

Här har de flesta 10 mSv, inklusive Sverige för befintliga KKR. Undantagen är Finland med 5 mSv och Kanada med 20 mSv. Finland anger dock ingen nedre frekvensgräns för dessa 5 mSv avseende klass 2 händelser. Vid någon inträffandefrekvens övergår det till 20 mSv som Finland anger som kriterium för DEC.

Sverige har samma för frekvensband 3 och 4 medan Finland har olika i sina klass 1 respektive klass 2 händelser, 1 mSv i frekvensband 3 och 5 mSv i frekvensband 4. Motsvarande finns även i Storbritannien.

### **Frekvensband 5: $1E-5-1E-4$**

Detta frekvensband motsvarar osannolika och speciella händelser. I USA räknas detta som svåra haverier för befintliga reaktorer och den angivna dosen är 250 mSv. I USA har man historiskt räknat mot detta kriterium i redovisning av radiologiska konsekvenser vid missöden – 25 rem.  $1E-4$ /år är PSA-gränsen för härdskada.

Övriga länder använder mellan 5 mSv (Ungern ny kärnkraft) och 100 mSv (Sverige, Nederländerna och Storbritannien). Som nämnts ovan övergår finska kriteriet 5 mSv för händelser under  $1E-3$ /år till 20 mSv för DEC, dock utan en angiven frekvensgräns. I Finland övergår det sedan i frekvensband 6 till ett PSA kriterium avseende utsläpp max 100 TBq Cs-137. Här avses totala frekvensen beräknad med PSA som ska vara under  $1E-5$ /år.

### **Frekvensband 6: $1E-6-1E-5$**

Detta frekvensband motsvarar osannolika och speciella händelser.

I frekvensband 6 är det bara Sverige (100 mSv), Nederländerna (100 mSv), Indien (20 mSv) och USA (250 mSv) som har en dosgräns medan Finland har ett utsläppskriterium motsvarande konstruktionskravet på haverifiltret hos existerande KKR, max 100 TBq. För befintliga svenska KKR är utsläppskriteriet 10 TBq, dvs. i detta frekvensintervall är det svenska utsläppskriteriet en faktor 10 lägre än det finska utsläppskriteriet.



### Frekvensband 7: 5E-7-1E-6

Detta frekvensband motsvarar mycket osannolika och extremt osannolika händelser.

I detta frekvensband är det enbart Spanien som anger ett doskriterium – 250 mSv. Finland har samma som i frekvensband 6, dvs. ett utsläppskriterium motsvarande konstruktionskravet på haverifiltret hos existerande KKR, max 100 TBq. Sverige har samma kriterium som Finland, men i Sverige avser det händelser med en frekvens under 1E-6/rå.

### Frekvensband 8: 1E-7-5E-7

I Sverige går detta frekvensband in under begreppet extremt osannolika händelser.

I Finland ska utsläpp över 100 TBq ha en lägre frekvens än 5E-7 beräknat med PSA.

Sverige har inte definierat frekvensband för H6 men det kan förutsättas att det är någonstans lägre än 1E-6.

Övriga länder anger inget dos- eller utsläppskriterium explicit men om man ser på PSA kriterier så har flera länder krav på att stort eller tidigt utsläpp ska ha en frekvens under 1E-7/rå.

## 18.2 Probabilistiskt

### 18.2.1 Översikt

Flertalet länder har krav på att som komplement till de deterministiska säkerhetsanalyserna även genomföra probabilistiska säkerhetsanalyser där det beräknas frekvensen för härdskada (PSA nivå 1) och frekvensen för radioaktiva utsläpp (PSA nivå 2). Nästan alla länder har krav på att analyserna ska visa att frekvens för härdskada respektive utsläpp ska vara mindre än ett av myndigheten fastställt värde. I en del fall är det ett målvärde medan det i andra fall anges både en absolut gräns och ett målvärde som man ska sträva efter att uppfylla.

Målvärdena i PSA nivå 1 och PSA nivå 2 är att betrakta som surrogatkriterier för mer övergripande riskkriterier avseende risken för t.ex. en individ i allmänheten att avlida tidigt på grund av strålning eller senare på grund av cancer som uppkommer som resultat av strålningspåverkan.

Ett vanligt högnivåkriterium baseras på att den tillkommande risken från en kärnkraftreaktor inte får vara större än 0,1% av risken att avlida av alla andra olycksorsaker (exklusive egenorsakade) (NUREG-1860, Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing (2007) [29]).

NRC har utgående från kvantitativa hälsomål (QHO-Quantitative Health Objectives) beräknat vad som är en tillräckligt låg frekvens för härdskada respektive utsläpp som kan accepteras. Många länder har utgått från dessa värden, vilka även återspeglas i IAEA INSAG-12 [13] där det anges att frekvensen för härdskada ska vara mindre än 1E-4/rå och frekvensen för tidigt eller stort utsläpp ska vara mindre än 1E-5/rå.

För nya lättvattenreaktorer eller andra reaktortyper Gen IV förväntas motsvarande värden vara i storleksordningen en tiopotens lägre.

Ett fåtal länder (Kanada, Nederländerna och Storbritannien) anger specificerade riskkriterier som ska innehållas, se avsnittet om PSA nivå 3 kriterier nedan. Vidare finns det även några länder som använder ett PSA kriterium för stora eller tidiga utsläpp där detta definieras som att summan av frekvensen av alla händelsekombinationer som leder till ett stort eller tidigt utsläpp ska vara mindre än ett givet värde. Ett exempel är Finland som använder 5E-7/rå som gräns för frekvensen av händelser som kan ge ett utsläpp över 100 TBq Cs-137 och 1E-5 för härdskadefrekvens som får leda till utsläpp



av maximalt 100 TBq Cs-137. Ett annat exempel är Kanada som anger för SMR att frekvensen för ett litet utsläpp definierat som 1000 TBq I-131 ska vara mindre än 1E-5/rå och frekvensen för ett stort utsläpp definierat som 100 TBq Cs-137 ska vara mindre än 1E-6/rå.

Utöver kriterier på acceptabel frekvens för en given konsekvens anger ett antal länder även explicit att det ska påvisas att tillförlitligheten (funktionssäkerheten) hos säkerhetssystem är tillräckligt hög. Detta anges som max felsannolikhet vid behov. En del länders myndigheter har även en uppföljning av tillförlitlighetsprestanda med indikatorer, det mest framträdande är NRC i USA som i sitt system med indikatorer har en indikator avseende säkerhetssystemens tillförlitlighet (MSPI - Mitigating systems Performance Index).

### 18.2.2 PSA Nivå 1

Tabell 37 redovisar en sammanställning av de olika kriterier avseende PSA nivå 1 som identifierats hos de länder som ingår i kartläggningen.

**Tabell 37. Sammanställning av PSA nivå 1 kriterier (Gräns (mål)) angivna per reaktorår.**

Land	Befintliga	Nya	Referens/kommentar
Finland	1E-5	1E-5	PSA nivå 1 avser härden i reaktortanken. Alla bidrag från olika driftlägen och händelser.
Frankrike	1E-4	1E-5	I princip har man sett de kriterier som ges av IAEA i INSAG-12 som riktvärden ("orientation values").
Nederländerna	1E-6	1E-6	Bindande krav. Alla bidrag
Polen	-	1E-5	Avser degraderad hård och alla bidrag.
Slovakien	1E-4	1E-5	Säkerhetsmål för nya KKR.
Slovenien	1E-5 (1E-6)	1E-5 (1E-6)	Tillåten riskökning (Bef. / nya) 1E-6 / 5E-7 Alla bidrag.
Spanien	1E-4	1E-5	Lutar sig mot RG 1.174. Ses som jämförelsevärden och PSA resultat som ligger i nivå med resultat i andra delar av världen anses vara acceptabla. Alla bidrag.
Storbritannien	1E-4 (1E-5)	1E-4 (1E-5)	Lite oklart om det är samma krav på nya KKR.
Tjeckien	1E-4	1E-5	Måltal.
Ungern	1E-4	1E-5	Krav. Alla bidrag.
Indien	1E-5	1E-5	Referensvärden som följer INSAG-12. Alla driftlägen och händelser. Bidrag från interna händelser vid effektdrift och avställd reaktor ska vara mindre än 1E-6/rå.
Japan	1E-4	1E-4	Alla bidrag, lika för alla KKR.
Korea	1E-4	1E-5	Motsvarande US NRC. Alla bidrag.
Kanada	1E-5	1E-5	Ska beakta alla bidrag. För befintliga reaktorer gäller kriterierna som måltal. Kriteriet gäller även SMR (reaktor med en termisk effekt under ca 200 MW)
USA	1E-4	-	Surrogatkriterium för latent cancer risk. Risken att dö av cancer som resultat av drift av kärnkraftverk för befolkningen i närheten av kärnkraftverk får inte vara större än 0,1% av summan av risken för dödlig cancer som härrör från alla andra orsaker (uppskattningsvis 2E-6/år). Alla bidrag.

Till skillnad från alla andra länder som studerats har Sverige inga myndighetskrav avseende PSA nivå 1.

För befintliga KKR är PSA nivå 1 kriteriet i flertalet fall 1E-4/rå. Det finns dock några exempel på 1E-5/rå, åtminstone som måltal. Nederländerna sticker ut med ett krav på 1E-6/rå som är bindande. Flera länder anger både en absolut gräns och ett måltal där syftet är att man ska sträva efter att uppnå måltalet.



I flertalet fall ska alla bidrag från olika driftlägen och händelser ingå.

För nya KKR är kravet som regel en tiopotens lägre, dock har Finland, Nederländerna, Indien, Japan, och Kanada samma krav för befintliga och nya reaktorer på mellan  $1E-4/rå$  (Japan) och  $1E-6/rå$  (Nederländerna).

Indien har dessutom krav på att frekvensbidraget från interna händelser vid effekt drift och avställd reaktor ska vara mindre än  $1E-6/rå$ .

Utöver gräns och mål finns hos en del länder vägledning avseende åtgärdsnivåer, som i de flesta fallen kan härledas till NRC RG 1.174 .

RG 1.174 ”*Risk-informed Changes to the Licensing Basis*” [17] anger vägledning avseende kvantitativa värden att värdera resultat från PSA nivå 1, t.ex. för att: ”Eliminera föreslagna krav då risken redan är acceptabelt låg”.

Som underlag för beslut om åtgärder genom att studera förväntad minskning av CDF.

NRC använder PSA resultat som grund för att prioritera arbete vilket indikeras av Tabell 38.

**Tabell 38. Enligt NRC åtgärder beroende av PSA nivå 1 resultat.**

Förväntad CDF-minskning [ $rå^{-1}$ ]	Åtgärd
$> 1E-4$	Högprioriterat att fortsätta NRCs analys
$1E-4 - 1E-5$	Beslut om fortsatta arbete eller ej tas av ansvarig ”Division Director”
$< 1E-5$	Fortsatt analysarbete avslutas så till vida att ”Office director” beslutar annat baserat på starka ingenjörsmässiga eller kvalitativa skäl.

I svensk reglering anges inga PSA-kriterier, men det finns krav på att TH ska definiera egna kriterier för värdering av resultat från PSA och motivera dessa. Vid möten med samtliga svenska TH hösten 2021 noterade SSM att samtliga TH sett över sina tidigare interna krav, typiskt för härskada  $1E-5$  per rå. Dessa nya kriterier ansluter till de som används internationellt. För så kallade rumshändelser och yttre händelser finns lite olika angreppssätt där Ringhals AB (RAB) och Forsmarks Kraftgrupp AB (FKA) har med alla bidrag explicit medan Oskarshamn AB (OKG) anger att bidraget från dessa händelser ska kunna försummas. I det nya angreppssättet är det lite tydligare än tidigare att det ska finnas en strävan efter att bli bättre, vilket framgår genom att t.ex. RAB anger en gräns för åtgärd och en gräns (måltal) där behovet av ytterligare åtgärder i princip är passerat.

### 18.2.3 PSA Nivå 2

Tabell 39 redovisar en sammanställning av de olika kriterier avseende PSA nivå 2 som identifierats hos de länder som ingår i kartläggningen.



Tabell 39. Sammanställning av PSA nivå 2 Kriterier (Gräns/mål).

Land	Bef. reaktorer	Nya reaktorer	Referens/kommentar
Finland	5E-7	5E-7	Medelvärde av frekvensen för radioaktivt utsläpp över 100 TBq (LRF), som inkluderar cesium-137 (Cs-137). Tidigt utsläpp får endast utgöra en liten andel av frekvensen för härdskada.
Frankrike	-	-	Sekvenser som kan leda till stora eller tidiga utsläpp av radioaktivitet ska vara praktiskt eliminerade. Svåra haverier ska endast leda till behov av skyddsåtgärder som är begränsade i både tid och påverkat område.
Nederländerna	-	-	Risken för tidiga eller stora utsläpp ska i praktiken vara eliminerad.
Polen	-	1E-6	Avser LRF/LERF
Slovakien	1E-5	1E-6	LRF/LERF säkerhetsmål.
Slovenien	1E-6/1E-7	1E-6/1E-7	Acceptans- / åtgärds-kriterium
Spanien	1E-6	1E-7	0,1% av härdinventariet
Storbritannien	-	-	Inga nivå 2 kriterier.
Tjeckien	1E-5	1E-6	
Ungern	1E-5 / 1E-6	1E-6	Avser LRF/LERF. 1E-6 är mål för befintliga.
Indien	1E-7	1E-7	Alla driftlägen och händelser. Sannolikheten av förlust av inneslutningens integritet ska i praktiken vara eliminerad.
Japan	1E-6 / 1E-5	1E-6 / 1E-5	Utsläpp av mer än 100 TBq Cs-137 / Sannolikheten för misslyckad inneslutningsfunktion.
Korea	1E-5	1E-6	Ska motsvara risken för omedelbart dödsfall som följd av utsläpp.
Kanada	1E-5 / 1E-6	1E-5 / 1E-6	Litet utsläpp (1000 TBq I-131) / Stort utsläpp (100 TBq Cs-137). Alla bidrag. För befintliga måttal.
USA	1E-5 / 0,1	-	Avser LRF/CCFP (Conditional Containment Failure Probability).

Till skillnad från de flesta andra länder som studerats har Sverige inte myndighetskrav avseende PSA nivå 2.

Flertalet länder har en kriteriegräns avseende PSA nivå 2 som är ca en tiopotens lägre än kriteriet i PSA nivå 1. Flera länder har dessutom ett måttal som är en tiopotens lägre än gränsen.

Frankrike och Nederländerna anger inga måttal för PSA nivå 2, men anger att stora eller tidiga utsläpp ska i praktiken vara eliminerade.

Indien har 1E-7 som kriterium medan en del andra länder har det som måttal. Finland har två kriterier, dels att totala frekvensen av utsläpp under 100 TBq Cs-137 (härdskada) ska vara lägre än 1E-5/rå, och dels att totala frekvensen av utsläpp över 100 TBq Cs-137 ska vara lägre än 5E-7/rå.

Spanien anger en gräns för maximalt utsläpp på 0,1% av härdinventariet vilket liknar det tidigare svenska konstruktionskravet på filterfunktionen. Frekvenskriteriet är 1E-6/rå för befintliga KKR och 1E-7/rå för nya KKR.

Japan och USA anger ett kriterium avseende misslyckad inneslutningsfunktion, Japan i form av en sannolikhet 1E-5/rå och USA i form av en villkorad sannolikhet (CCFP – Conditional Containment Failure Probability) givet härdskada.

Kanada anger som enda land två olika PSA nivå 2 kriterier, ett avseende vad som kallas litet utsläpp (1000 TBq I-131) respektive stort utsläpp (100 TBq Cs-137). Summan av frekvensen av sådana händelseförlopp som kan ge dessa utsläpp ska vara lägre än 1E-5 respektive 1E-6 per reaktorår.

Sammanfattningsvis kan konstateras att nivå 2 kriterierna i flertalet fall är minst 1E-6/rå för nya reaktorer, men strävan är att det ska vara upp till en tiopotens lägre.



### 18.2.4 PSA nivå 3

Det är endast två länder (av de som ingår i sammanställningen) som anger kriterier som kräver genomförande av PSA nivå 3. Dessa är Nederländerna och Storbritannien.

Nederländerna anger följande riskkriterier:

- Individrisken (att avlida) för personer ur allmänheten ska vara mindre än  $1E-6$ .
- Grupprisen (10 direkt döda) ska vara mindre än  $1E-5$ /år och  $n^2$  ggr mindre för fall med  $n$  ggr direkt döda (beaktande av "risk aversion").

Både individrisk och grupprisk avser sannolikheten att en person /grupp som bor permanent vid staketgränsen avlider som ett resultat av den licensierade verksamheten.

Storbritannien anger riskkriterier med gräns (Limit) och mål (Objective) som avser sannolikheten per år att avlida som resultat av haverier som resulterar i exponering av radioaktiv strålning, se Tabell 40.

**Tabell 40. Brittiska riskkriterier.**

Kriterium	BSL	BSO
T7 Risk för enskild individ hos allmänheten. Avser risken från en hel förlägningsplats	$1E-4$	$1E-6$
T9 Samhällsrisik: risk att 100 eller flera individer avlider omedelbart eller senare	$1E-5$	$1E-7$

USA har härlett sina surrogatkriterier för härdskada respektive tidiga stora utsläpp utgående från så kallade kvantitativa hälsomåttal (QHO - Quantitative Health Objectives).

Härdskadefrekvensen  $1E-4$ /rå utgör surrogat för den latent cancerisken (QHO- Quantitative Health Objective) och likaväl som ett mått på förebyggande av haverier, och LERF på  $1E-5$ /rå eller CCFP på 0,1 utgör surrogat för risken att avlida i ett tidigt skede av ett reaktorhaveri. Detta baseras i grunden på kvantitativa riskkriterier:

- Risken att dö som resultat av en reaktorolycka för representativ individ i närheten av ett kärnkraftverk ska inte vara större än 0,1% av summan av alla risker att dö som resultat av andra olyckor som individer i USA exponeras för (uppskattningsvis  $5E-7$ /år).
- Risken att avlida av cancer som resultat av drift av kärnkraftverk för befolkningen i närheten av kärnkraftverk får inte vara större än 0,1% av summan av risken för dödlig cancer som härrör från alla andra orsaker (uppskattningsvis  $2E-6$ /år).

Risken att avlida som direkt resultat av ett haveri avser en representativ person (en som tillhör den grupp som är mest exponerad utan att ha extrema vanor) som lever i ett område mellan anläggningen (staketgräns) och en engelsk mil (1600 m) från anläggningen.

Risken att avlida av cancer avser en representativ person som lever i ett område mellan anläggningen (staketgräns) och tio engelska mil (16 km) från anläggningen.

### 18.2.5 Systemkriterier

Slovakien, Indien, Kanada och USA anger explicita krav eller förväntningar på funktionssäkerheten hos säkerhetssystemen. Alla andra länder inklusive Sverige har indirekt krav på en viss funktionssäkerhet som bygger på tillämpning av olika konstruktionsprinciper såsom enkelhet, kvalitet, tillämpning av enkelfelskriterium och i och med detta även tillämpning av såväl funktionell som fysisk separation samt diversifiering. Användning av dessa konstruktionsprinciper ska leda till att händelser





och förhållanden kan placeras in i händelseklasser där det bland annat kan visas att de deterministiska radiologiska acceptanskriterierna innehålls per identifierade mest utmanande händelser.

Kanada och Indien anger en acceptabel felsannolikhet på  $1E-3$ . Kanada har en separat REGDOC som anger kraven på funktionssäkerhet och hur dessa ska redovisas.

Slovakien skiljer på reaktorskyddssystem och övriga system med krav på max felsannolikhet  $1E-5$  respektive  $1E-3$ .

USA kan anses ha indirekta krav på funktionssäkerhet genom kraven på att löpande redovisa utfallet av indikatorer för säkerhetssystemens funktionssäkerhet (Mitigating System Performance Index-MSPI). De aktuella MSP indexen avser Emergency AC power, (MS06), High Pressure Injection (MS07), Heat Removal (MS08), Residual Heat Removal (MS09) och Cooling Water (MS10). Indexen beräknas som summan av respektive systems beräknade otillgänglighet och den faktiska otillgängligheten under de senaste 12 kvartalen. För NRCs uppföljning gäller det som framgår av Tabell 41 (PLE=YES innebär att komponentens prestanda har överskridits).

**Tabell 41. NRC reaktioner på utfall av systemindikatorer.**

Vit Ökad uppmärksamhet från NRC	Gul NRC behöver vidta åtgärder	Röd Oacceptabelt
$> 1.0E-06$ OR PLE = YES	$> 1.0E-05$	$> 1.0E-04$



## 19 Referenser

- [1] OECD/NEA, "NEA/CSNI/R(2019)10 "Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities," OECD/NEA, 2020.
- [2] SSM, "SSM2020-727-20 Utredning om radiologiska acceptanskriterier för allmänheten vid värdering med deterministiska metoder av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B," SSM, 2021.
- [3] "SSMFS 2021:4 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd om konstruktion av kärnkrafts-reaktorer," SSM, 2021.
- [4] "SSMFS 2021:5 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer.," SSM, 2021.
- [5] "SSMFS2021:6 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd om drift av kärnkraftsreaktorer," SSM, 2021.
- [6] NRC, "WASH-1400, 'The Reactor Safety Study (later known as NUREG-75/014)," NRC, 1975.
- [7] STUK, "YVL B.4 Nuclear fuel and reactor," STUK, 2019.
- [8] Finland, "Nuclear Energy Decree (161/1988)," Finland, tom 2020.
- [9] STUK, "YVL A.7 Probabilistic risk assessment and risk management of a nuclear power plant," STUK, 2019.
- [10] STUK, "YVL A.2 Site for a nuclear facility," STUK, 2019.
- [11] STUK, "YVL C.3 Limitation and monitoring of radioactive releases from a nuclear facility, 15.3.2019," STUK, 2019.
- [12] Finland, "The Nuclear Energy Act (990/1987)," Finland, 1987 (2008).
- [13] IAEA, "INSAG-12 Basic safety principles for nuclear power plants," IAEA, 1999.
- [14] Netherland, "The Nuclear Installations, Fissionable Materials and Ores Decree (Bkse)," Netherland.
- [15] Euratom, "Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation,," Euratom, 2013.
- [16] NSC, "Nuclear Safety Council Instruction IS-37," NSC, 2015.
- [17] NRC, "RG 1.174 " An approach for using probabilistic risk assessment in riskinformed decisions on plant-specific changes to the licensing basis," NRC, 2018 Rev 3.
- [18] UK-ONR, "SAFETY ASSESSMENT PRINCIPLES FOR NUCLEAR FACILITIES, rev 1," UK ONR, 2020.
- [19] UK-ONR, "NS-TAST-GD-045 Radiological Analysis for Fault Conditions," UK-ONR, 2024 (rev 7).



- [20] U. NRC, "RG 1.183 Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors," US NRC, 2023 rev 1.
- [21] HU-HAEA, "HAEA Decree 1/2022. (IV. 29.) on the nuclear safety requirements of nuclear facilities and on related regulatory activities," HU-HAEA, 2022.
- [22] I. AERB, "AERB CODE NO. AERB/NPP-LWR/SC/D Design of Light Water Reactor based Nuclear Power Plants," India AERB, 2014.
- [23] I. AERB, "AERB/NF/SC/S, Rev.1 Safety Code on Site Evaluation of Nuclear Facilities," India AERB, 2014.
- [24] K. CNSC, "REGDOC-2.4.1, Deterministic Safety Analysis," Kanada CNSC, 2014.
- [25] K. CNSC, "RD-367: Design of Small Reactor Facilities," Kanada CNSC, 2014.
- [26] K. CNSC, "REGDOC-2.5.2, Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants," Kanada CNSC, 2023 version 2.1.
- [27] K. CNSC, "REGDOC-2.6.1, Reliability Programs for Nuclear Power Plants," Kanada CNSC, 2017.
- [28] IAEA, "IAEA TECDOC-524 Status, Experience and Future Prospects for the Development of Probabilistic Safety Criteria (Report of a Technical Committee meeting, Vienna, 27-31 January 1986," IAEA, 1989.
- [29] U. NRC, "NUREG-1860, Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing," US NRC, 2007.
- [30] SSM, "SSM2011-4329-3 Händelser och händelseklassning i kärnkraftsreaktorer," SSM, 2017.
- [31] NRC, "RG 1.4 Assumptions used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurised Water Reactors (juni 1974," NRC, 1974.
- [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),," NRC, 1974.
- [33] NRC, "GDC Part 100 Reactor Site Criteria," NRC.
- [34] SSM, "SSM2021-5691-5 Möte mellan SSM och FKA avseende probabilistiska analyser och verksamhet," SSM, 2023.
- [35] SSM, "SSM2021-5692- 6 Noteringar från möte mellan Strålsäkerhetsmyndigheten SSM och Oskarshamn AB OKG avseende probabilistiska analyser och verksamhet," SSM, 2023.
- [36] SSM, "SSM2021-5693-5 Noteringar från möte mellan Strålsäkerhetsmyndigheten SSM och Ringhals AB RAB avseende probabilistiska analyser och verksamhet," SSM, 2023.