

Studsvik Arbetsrapport - Technical Report

Projektdenomineringen - Project identification	Datum - Date 78-11-27	Org enh och nr - Report No. K2-78/34
Titel och författare - Title and author SECURE-400 MW: MISSÖDESANALYS OCH UTSLÄPPS- BERÄKNINGAR J-P Bento		
Distribution		
Godkänd av - Approved by <i>J-P Bento</i>	Kontor 5480311	Reporten skall förhandsrevideras - internal notes <input type="checkbox"/>
<p>HUVUDINNEHÅLL</p> <p>Omgivningspåverkan av SECURE-400 MW har studerats dels för normaldrift, dels efter missöde. Beträffande doserna vid normaldrift har utgångspunkten varit att 0.1 % av bränslestavarna i kärnan har kapslingsskador. Beträffande doserna vid missöde har analysen begränsats till de ur omgivningspåverkans synvinkel dimensionerande missöde, nämligen</p> <ul style="list-style-type: none">- bränslebytesmissöde- brott på största gasledningen- brott på en huvudcirkulationsledning <p>Doserna i omgivningen har beräknats med hjälp av "modellstaden" som underlag för befolkningsfördelningen.</p> <p>Arbetet ingår som en del av ett större projekt finansierat av nämnden för energiproduktionsforskning (NE).</p>		

SE7900/135

BL 4000 A

1978-11-27

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

	<u>Sid</u>
1. INLEDNING	4
2. ÄNDRADE FÖRUTSÄTTNINGAR FÖR SECURE-400 JÄMFÖRT MED SECURE-200	5
3. ANTAGANDEN BAKOM UTSLÄPPSDATA	6
4. DOSBERÄKNINGSMETODIK	7
4.1 Inledning	7
4.2 Befolkningsdata	7
4.3 Meteorologiska data	7
4.4 Atmosfärisk spridning	8
4.5 Extern γ -dos från plymen	9
4.6 Intern helkroppsdos via in- halation	9
4.7 Extern γ -dos från markbeläggning	9
4.8 Kollektivdoser	10
5. OMGIVNINGSPÅVERKAN AV NORMALDRIFT	11
5.1 Inledning	11
5.2 Beräkningsmodell för utsläppen	12
5.3 Koncentrationer i reaktorhallen	13
5.4 Utsläpp till atmosfären	14
5.5 Doser i omgivningen	14
6. OMGIVNINGSPÅVERKAN AV MISSÖDE	15
6.1 Inledning	15
6.2 Bränslebytesmissöde	16
6.2.1 Inledning	16
6.2.2 Definition av missödet	17
6.2.3 Doser i omgivningen	20
6.3 Brott på största gasledningen	21

1978-11-27

	<u>Sid</u>
6.4 Brott på huvudcirkulations- ledning	23
6.4.1 Inledning	23
6.4.2 Analys av missödessek- vensen	24
6.4.3 Tryck i reaktorhallen efter rörbrottet	25
6.4.4 Utsläpp till atmosfären	27
 7. SAMMANFATTNING	 28
 REFERENSFÖRTECKNING	 30
 BILAGOR	
A. Tabeller (A.1 - A.8)	
B. Figurer (B.1 - B.7)	

1978-11-27

1. INLEDNING

Hösten 1977 avrapporterades till NE resultaten av ett omfattande svensk-finskt utvecklingsarbete om ett närförlagt kärnvärmeverk SECURE (Safe and Environmentally Clean Urban REactor). SECURE är avsedd att endast producera varmt vatten för bostadsuppvärmning via ett fjärrvärmenät. Arbetet påbörjades under januari 1976 och avsåg en underjordsförlagd station (1) på 200 MW.

Den aktuella, av NE beställda, studien avser att delvis komplettera ovannämnda arbete genom att analysera det senare reaktorkonceptet SECURE-400 MW (2) anpassat för en mera konkret förläggningsplats, s k gropalternativ för Västerås.

Vissa skillnader mellan dessa två reaktorkoncept, huvudsakligen vissa systems uppbyggnad, har föranlett en förnyad begränsad säkerhetsanalys av SECURE-400 MW. Föreliggande rapport belyser omgivningspåverkan associerad med driften av detta kärnvärmeverk.

I beräkningarna för normaldrift- och missödesutsläpp har utnyttjats underlag från (3).

1978-11-27

2. ÄNDRADE FÖRUTSÄTTNINGAR FÖR SECURE-400 JÄMFÖRT MED SECURE-200

Som tidigare nämnts har utvecklingsarbetet från SECURE-200 till SECURE-400 resulterat i vissa ändrade förutsättningar.

Nedan redovisas sådana som potentiellt kan ha inverkan på reaktorns drift och säkerhet:

- reaktorns effekt
- reaktorn står nu på betongbankens botten
- expansionsbälgar har införts i HC-kretsen
- betongtankens förspänning
- tryckfallet över härden har minskats
- överströmningsvolymen har fördubblats
- gropalternativet har lett till en förändring av kylsystemet för betongtankvattnet
- Systemen 516 (reaktors skyddssystem), 535 (reaktors effektreglering) och 536 (reaktors och betongtankens instrumentering och reglering) har delvis modifierats. Delar av system 533 (borhaltmätningssystem) har ersatts med manuella provtagningar och mätdatautvärderingar

En analys av dessa ändringars betydelse för reaktorns drift och säkerhet har utförts.

Sammanfattningsvis bedöms ovannämnda systemändringar ej nämnvärt påverka anläggningens säkerhet och motiverar således ej en revidering av slutsatserna från den tidigare redovisade säkerhetsanalysen av SECURE-200. Mot denna bakgrund redovisas endast i det följande en uppdatering av SECUREs omgivningspåverkan vid normaldrift samt vid dominanta missödessekvenser.

1978-11-27

3. ANTAGANDEN BAKOM UTSLÄPPSDATA

Ett konstruktionsstyrande krav har varit att begränsa bränslets specifika värmebelastning så att bränslets och kapslingens normala drifttemperaturer hålles låga. En låg bränsletemperatur medför att läckagetakten av radioaktiva fissionsprodukter från bränslet till primärvattnet minimeras.

Fissionsproduktsläckaget från skadat bränsle har studerats för SECURE-400 i (4).

I beräkningarna om aktivitetsutsläpp under normaldrift och vid missöde för SECURE-400 har fissionsprodukthalten i primär-, gas- och inneslutningssystem hämtats ur (3).

Aktivitetsutsläppen till omgivningen och aktivitetskoncentrationerna i reaktorhallen har uppskattats med följande antaganden

Kapslingsskada	0.1 %
Gasläckage till reaktorhallen	1 l (NTP) s ⁻¹
Vattenläckage till reaktorhallen	10 kg h ⁻¹

1978-11-27

4. DOSBERÄKNINGSMETODIK

4.1 Inledning

Utredningens mål har varit att analysera konsekvenserna vid normaldrift och några tänkta haverier för SECURE. Det är av intresse att inte bara studera konsekvensens art och storlek, utan också att se med vilken sannolikhet den uppträder. Ett större antal meteorologiska situationer har utvalts slumpvis från ett omfattande meteorologiskt material. Olika aktivitetsutsläpp har sedan simulerats vid dessa situationer, varvid individdoser och kollektivdoser beräknats. Dessa värden har sedan sorterats efter storlek och resultatet har gett uppfattning om sambandet mellan dos och sannolikhet.

I fallet normaldrift har icke ovanstående metodik använts, utan där har medeldosen över hela den registrerade tiden beräknats.

4.2 Befolkningsdata

Befolkningsfördelningen som använts består dels av en modellstad och dels av ett omkringliggande landsortsområde. Modellstaden, med radien 5 km, har ca 90 000 invånare och en exponentiellt avtagande befolkningstäthet. Landsortsområdet anses representera mellansverige och sträcker sig ut till 50 km. Värmereaktorn har antagits förlagd 1 km från stadscentrum. Figur B.1 visar kumulativa befolkningsfördelningen dels för totalbefolkningen dels för den mest befolkade 30^o-sektorn.

4.3 Meteorologiska data

För dosberäkningarna utförda för SECURE-200 användes grundmaterialet bestående av ca 20 000 timmar med vindhastighet, vindriktning och tem-

1978-11-27

peraturer registrerade i Studsvik och Ågesta 1960 - 62. För dosberäkningarna utförda för SECURE-400 har den meteorologiska databasen från Risø (16 000 timmar) använts för att ta hänsyn till nederbörd som bidrar till doserna vid sk våtdeposition. Ur detta material har sedan ett större antal meteorologiska situationer av olika tidslängder utvalts som objekt för den statistiska analysen.

4.4 Atmosfärisk spridning

Vid beräkning av spridningsbilden har en stationär gaussisk modell använts (5). Vid utsläppstider längre än en timme har koncentrationvärdena superponerats enligt varje enskild timmes vindriktning. Modellen tar hänsyn till följande processer, som blir verksamma under det radioaktiva molnets transport i vindriktningen:

- Aktivitetsmängden reduceras genom radioaktivt sönderfall i enlighet med halveringstider, som gäller för varje nuklid specifikt.
- Deposition sker på markytan under transporten - såväl torrdeposition som våtdeposition vid nederbörd.
- Till följd av sönderfall och nedfall från det aktiva molnet utarmas detta alltmer utefter strömningsvägen, och denna utarmning blir mera effektiv ju större depositions-hastigheter som antas. En stor depositions-hastighet medför alltså att beläggningen i närzonen blir jämförelsevis stor, vilket ger upphov till stråldos från markbeläggning, medan samtidigt externdosen från plymen och dos via inhalation minskar på större avstånd, eftersom plymens aktivitetsinnehåll hunnit reduceras.

1978-11-27

4.5 Extern gamma-dos från plymen

Programmet arbetar med en realistisk modell, där externdosen beräknas med numerisk integration över koncentrationsfördelningen i atmosfären. Modellen tar hänsyn till build-up och attenuering av strålningen. Nukliddata är hämtad från (6). Vid beräkning av den externa dosen har använts en dosreduktionsfaktor på 0.3 vilket anses utgöra ett medelvärde för individer som befinner sig utomhus respektive inomhus och där även kroppens egen skärmning är inkluderad.

4.6 Intern helkroppsdos via inhalation

Den interna dosen beräknas som koncentration x tid x dosomvandlingsfaktor x andningstakt. Därvidlag har använts dosomvandlingsfaktorer för benmärgsdos och sköldkörteldos hämtade från Rasmussen-studien (7). Integrationstiden är 30 dagar.

4.7 Extern gamma-dos från markbeläggning

Extern dos från markbeläggning beräknas genom integration över markytan (5). Därvidlag antas att beläggningen är konstant i ett stort område och lika med beläggningen i den aktuella punkten. Hänsyn tages till build-up och attenuering av strålningen. Beläggningen orsakas av att radioaktiva nuklider avsätts på marken vid lufttransport. Depositionshastigheten har satts till $3.0 \cdot 10^{-3}$ m/s för samtliga nuklider. Effekten av rain-out har medtagits. Integrationstiden, dvs den tid som en människa vistas på den kontaminerade marken, är satt till 24 timmar.

1978-11-27

4.8 Kollektivdoser

Doserna, både extern helkroppsdos och sköldkörteldos, beräknas i ett polärt punktgitte ut till 50 km avstånd från utsläppspunkten. Befolkningen beräknas i ett motsvarande gitte, varefter dos x befolkning summeras över hela ytan. För att minimera beräkningstiden har den undre dosgränsen satts till 10^{-4} rem.

1978-11-27

5. OMGIVNINGSPÅVERKAN AV NORMALDRIFT

5.1 Inledning

Med tanke på närförläggning av värmereaktorn har konceptkonstruktionen påverkats i hög grad av huvudmålsättningen att begränsa de radioaktiva utsläppen under normaldrift och vid missöde så att de resulterande doserna i omgivningen hamnar klart under de gränsvärden som rekommenderas av ICRP (International Commission on Radiation Protection). Dessa gränsvärden anges kortfattat nedan. Stråldoserna utesluter så höga doser att akuta hälsoeffekter kan uppkomma.

GRÄNSVÄRDEN (ICRP)		
Organ	Yrkesmässig exponering rad/år	Enskilda individer i befolkningen rad/år
Helkropp	5	0.5
Skörlkörteln, vuxna	30	3
barn under 16 år		1.5

För att begränsa de sena statistiska hälsoeffekterna och de genetiska verkningarna ges särskilda bestämmelser. För den svenska tillämpningen av dessa normer gäller för omgivningspåverkan av normaldrift de bestämmelser som Statens Strålskyddsinstitut utfärdat angående begränsning och utsläpp av radioaktiva ämnen från kärnkraftverken, dvs:

- Den förväntade summan av de viktade organdoserna till kritisk grupp skall vara mindre än 10 mrem/år från driften av kärnkraftstationen.

1978-11-27

- Den förväntade organviktade globala kollektivdosen skall vara mindre än 0.5 manrem/år och MW (i konventionella kärnkraftverk MWe) nyttiggjord effekt (detta motsvarar för SECURE 0.5 manrem/år och MW installerad termisk effekt).

5.2 Beräkningsmodell

A_i , aktiviteten av nukliden i (Ci) i reaktorhallen ges av

$$\frac{dA_i}{dt} = \dot{m}_i - \lambda_i A_i - A_i v$$

där

A_i = aktivitet av nukliden i i reaktorhallen (Ci)

\dot{m}_i = utsläppstakten av i till reaktorhallen (Ci s⁻¹)

λ_i = sönderfallskonstanten för nukliden i (s⁻¹)

v = reaktorhallens ventilationstakt (s⁻¹)

Jämviktsaktiviteten (Ci) av nukliden i i reaktorhallen (volym V) ges av

$$a_i = \lim_{t \rightarrow \infty} A_i(t) = \frac{\dot{m}_i}{\lambda_i + v}$$

Jämviktkoncentrationen (Ci m⁻³) i reaktorhallen av nukliden i ges av

$$k_i = \frac{a_i}{V}$$

Luftomsättningen i reaktorhallen (V ~ 43 000 m³) är ~ 30 m³ s⁻¹ (NTP). Detta innebär att luftvo-

1978-11-27

lymen bytes ~ 2.5 ggr i timmen vilket ger att utsläppet av nukliden i till omgivningen under normaldrift är

$$u_i = 2.5 a_i \quad \text{Ci/h}$$

Denna modell förutsätter att aktiviteten av nukliden i är jämnt fördelad i reaktorhallen.

Doserna i reaktorhallen och i omgivningen associerade med normaldriften av SECURE-400 domineras av de lättflyktiga fissionsprodukterna jod, ädelgaser, tritium samt av kol-14 varför endast dessa nuklider redovisas i det följande.

5.3 Aktivitetskoncentrationer i reaktorhallen

I Tabell A.1 redovisas de beräknade aktivitetskoncentrationerna i reaktorhallen av ovannämnda nuklider vid jämvikt. Vid jämförelse med ICRPs Maximum Permissible Concentrations i luft för 40-timmars arbetsvecka dras slutsatsen att god marginal föreligger för samtliga nuklider mellan beräknade och av ICRP angivna gränsvärden.

Beträffande doserna i reaktorhallen kommer således både de interna och de externa helkroppsdoserna att hamna under den av ICRP fastställda gränsen 2.5 mrem/timme för 40-timmarsvecka radiologiskt arbete.

Med tanke på att beräkningsmodellen förutsätter homogen luftblandning i reaktorhallen kan det inte uteslutas, på grund av den riktade ventilationen - från utrymme med låg aktivitetsnivå till utrymme med högre aktivitetsnivå - att i vissa processrum tillhörande t ex gassystemet

kan aktivitetskoncentrationerna bli högre än de som redovisas i Tabell A.1. På grund av den stora marginalen till ICRPs värden bedöms att sannolikheten blir låg att 2.5 mrem/timme-gränsen överskrids i dessa rum.

5.4 Utsläpp till atmosfären

I Tabell A.2 redovisas de beräknade normaldriftsutsläppen till atmosfären. För beräkningen av dessa värden har konservativt antagits att läckageflödena tiller högsta förekommande aktivitetskoncentrationerna i primär-, gas- respektive inneslutningssystemet. Detta på grund av svårigheterna att bestämt kunna förutsäga läckagepunkterna.

5.5 Doser i omgivning

Figur B.2 visar individdoserna i olika riktningar för normaldriftsfallet. Doserna, både sköldkörtel- och viktad helkroppsdos, anges dessutom för tre olika avstånd från SECURE-400, nämligen 500 m, 1 500 m och 5 km.

Kollektivdoserna, integrerade upp till 50 km från reaktorn, blir

Sköldkörteldos	0.5 manrem/år
Viktad helkroppsdos	0.4 manrem/år

Dessa två värden kan jämföras med den av Statens Strålskyddsinstitut angivna gränsen 0.5 manrem/år ·MW (nyttiggjord MW) gällande omgivningspåverkan vid normaldriften av en kärnanläggning.

1978-11-27

6. MISSÖDESSEKVENSER

6.1 Inledning

Vid hög aktivitetsnivå i frånluften från reaktorhallen kommer rumsvakter att slå larm och initiera stängning av de två säkerhetsklassade isolationsventiler som är placerade i ventilationskanalerna.

Således kommer med hög sannolikhet ett missöde att resultera i ett aktivitetsutsläpp till omgivningen på grund av läckage från den isolerade reaktorhallen. I denna råder under normaldrift ett svagt undertryck som gör att läckaget, efter reaktorhallens isolering i början är inåtriktat. Läckagetakten har konservativt antagits vara $\sim 100 \text{ l s}^{-1}$ till omgivningen. Detta innebär att utsläppet sker under ~ 10 dygn. Utsläppet under denna tid har omräknats i Ci/timme då dosprogrammet behandlar utsläppstiden > 24 timmar som ett normaldriftsfall.

Om ett antaget missöde har skett och hallen isolerats, kommer i verkligheten I 134, Kr 83m, Kr 87, Kr 89, Xe 135m, Xe 137 och Xe 138 att ha nästan helt klingat av efter ett dygn.

Aktiviteten $A_i(t)$ av nukliden i avtar med tiden t enligt

$$A_i(t) = A_{i0} e^{-\lambda_i t}$$

$\lambda_i =$ sönderfallskonstant för nuklid i (s^{-1})

$A_{i0} =$ aktivitet av nuklid i vid $t = 0$ (Ci)

1978-11-27

Om ovanstående ekvation integreras över 10 dygn erhålles för varje nuklid den potentiella aktiviteten A_i ($t = 10$ dygn) som kan frigöras under nämnda tid. Genom att dividera A_i ($t = 10$ dygn) med den antagna utsläppstiden (240 timmar) erhålles för varje nuklid utsläppets storlek i Ci/timme.

Om det postuleras att ingen av de två seriekopplade säkerhetsklassade isolationsventilerna i ventilationskanalerna fungerar, blir utsläppet till omgivningen kortvarigt (1 timme) om det konservativt antas att ventilationen fortsätter efter haveriet.

Nedan redovisas aktivitetsutsläpp till omgivningen av de för SECURE hittills identifierade svåraste missödena:

- bränslebytesmissöde
- brott på största gasledningen
- brott på en huvudcirkulationsledning

6.2 Bränslebytesmissöde

6.2.1 Inledning

Kapslingen på bränslestavar som har bestrålats i härden under en längre tid blir spröd och kan skadas när en viss andel av härdens bränsleinventarium hanteras vid ett bränslebyte.

I SECURE bedöms att antalet bränslestavar som under normaldrift uppvisar kapslingsskador blir mycket litet - < 0.1 % av stavarna -. Detta medför att vid ett missöde under bränslehantering kan de, i gapet mellan kapslingen och bränslet samt de i fissionsgaskammaren, ackumulerade

1978-11-27

flyktiga fissionsprodukterna frigörs om en bränslestav får kapslingskada. Dessa fissionsprodukter kommer att transporteras som gasbubblor till reaktorbassängens yta och vidare till reaktorhallen.

6.2.2 Definition av missödet

Allt bränsle är under normaldrift innanför den trycksatta reaktorinneslutningen. Vid bränslebyte skruvas locket loss från själva betongtanken och föres åt sidan. Därmed är en viktig barriär mot aktivitetsspridning till omgivningen inte tillgänglig.

För att möjliggöra bränslebyte måste dessutom interna delar såsom den övre gaskupan flyttas till en speciell position i reaktorinneslutningen. När det färiska bränslet har laddats måste de i varje bränsleelement befintliga mekaniska absorbatörer borttagas. Detta sker med hjälp av en speciell utrustning, system 234. Under bränslebytet inspekteras dessutom reaktortankens interna delar.

Vid bränslebytet föreligger således potentiella risker för missöde då bränslepatroner och andra tunga komponenter hanteras över härden och förrådet för använt bränsle.

För att minimera den mänskliga felfaktorn finns inbyggt i positionsregleringen av servicetraversen (231) flera skyddsvillkor. Med hjälp av strömbrytare förhindras bl a axiell förflyttning av en bränslepatron över härden om dess läge är högre än 5 m över härdkanten.

1978-11-27

Det på reaktorinneslutningens botten placerade stativet för använt bränsle är dimensionerat för att emotstå ett fall av övre gaskupan utan att någon bränslepatron skadas.

Vid bränslebyte placeras transportflaskan i en sidobassäng och haverier med transportflaskan - liksom dem med använt bränsle - har bedömts som milda jämfört med det som redovisas nedan.

Det dominanta missödet vid bränslehantering antas inträffa när en bränslepatron tappas och faller lodrätt över härden. Vid beräkningarna har det antagits att det är de två mest belastade bränslepatronerna - 120 stavar - som får omfattande kapslingsskador samt att dessa element var intakta före missödet.

Efter det att missödet inträffat kommer rumsvakter placerade i reaktorhallen att indikera hög aktivitetsnivå och initiera isolation av reaktorhallen.

Sannolikheten för bränslebyteshaveriet med respektive utan funktion av isolationskedjan har beräknats till 10^{-3} /år respektive $5 \cdot 10^{-7}$ /år.

Huvudantagandena till grund för dosberäkningarna har varit följande:

- missödet inträffar 2 dagar efter reaktoravställning
- härdens två mest belastade bränsleelement (120 stavar) får omfattande kapslingsskador vid haveriet
- 0.1 % av jod och 0.5 % av ädelgaser av aktivitetsinnehållet i bränslet antas finnas i gapet mellan kapslingen och bränslet

1976-11-27

- bassängdekontaminationsfaktorn har satts till 10^{-2} för jod och 1 för ädelgaser
- luftläckage från den isolerade reaktorhallen till omgivningen är $0.1 \text{ m}^3 \text{ s}^{-1}$

Ovanstående antaganden är på en punkt mera realistiska än de av USNRC i Safety Guide 25 angivna. Detta gäller gapinventariet av lättflyktiga fissionsprodukter där, enligt Safety Guide 25, 10 % av jod och ädelgaserna samt 30 % av Kr-85 av aktivitetsinnehållet i bränslet antas finnas i gapet mellan kapslingen och bränslet.

De här gjorda realistiska antagandena baseras på resultat av arbete utförda utomlands och i Studsvik (8).

Aktivitetsinventariet av fissionsprodukter i härden, vid jämvikt och efter två dagars avställning har beräknats med datorprogrammet BEGAFIP (9).

I Tabell A.3 redovisas aktivitetsinventariet i gapet för de två aktuella bränslepatroner vid tiden $t = 0$ (direkt efter avställning) samt $t = 48$ timmar (2 dygn efter avställningen). Den radiella formfaktorn = 1.65.

I Tabell A.4 redovisas de beräknade utsläppsmängderna till omgivningen från den isolerade reaktorhallen.

Fallet där spjällen för isolering av reaktorhallen antas felfunkera efter missöde leder till ett kortvarigt utsläpp till omgivningen.

1978-11-27

Med antagandet att reaktorhallens normala ventilation är i funktion under det postulerade haveriet erhålles i det fallet ett utsläpp till omgivningen som varar ~ 1 timme. Utsläppsmängderna till atmosfären för detta fall redovisas i Tabell A.5.

6.2.3 Doser i omgivningen

Förutsatt att ovan beskrivna bränslebytesmissöde inträffat i stationen har doserna i omgivningen beräknats för dels det normala fallet där reaktorhallen isolerats från omgivningen, dels det mera hypotetiska fallet där stängning av isolationsspjällen i ventilationskanalerna misslyckats.

I Tabell A.6 anges kollektivdoserna, både sköldkörteldos och helkroppsdos, upp till 50 km från stationen för det första fallet. Sköldkörteldosen är beräknad för inhalation under 30 dygn medan den viktade helkropps dosen, summan av extern- och interdoserna för hela kroppen, är framtagen för inhalation plus extern dos från molnet under en integrationstid av 50 år.

I Figur B.3 redovisas individdoserna i olika riktningar för fallet med lyckad isolering av reaktorhallen. Doserna, både sköldkörteldosen och den viktade helkropps dosen, anges för tre olika avstånd från SECURE-400, nämligen 500 m, 1 500 m och 5 km.

I Tabell A.7 och A.8 anges individdoserna för det andra, mera hypotetiska, fallet med misslyckad isolering. Doserna redovisas för 3 olika percentiler, nämligen 5 %, 50 % och 95 %.

1978-11-27

Ett 5 %-fall i den kumulativa frekvensfördelningen innebär att 95 % av de studerade fallen i den meteorologiska databasen ger lägre doser än den dos som anges för 5 %-fallet.

Kollektivdoserna presenteras i Figur B.6 och B.7.

6.3 Brott på största gasledningen

Trycksänkningstransienter definieras som trycksänkningar av primärsystemet/reaktorinneslutningen förorsakade av brott i gassystemet (318) eller brott i något system anslutet till reaktorinneslutningen.

De initierande brotten kan allmänt indelas i brott på gasledningar och brott på vattenledningar.

De brott som medför gasutströmning resulterar i en snabbare trycksänkning än brott på en ledning av samma storlek som medför vätskeutströmning.

Vid trycksänkning har antagits att primärsystemet inte skadas och endast känner av trycksänkningen på grund av den expanderande gasen i övre gaslåset.

Den ur omgivningssynpunkt dimensionerande trycksänkningstransienten har identifierats som ett giljotinbrott på den största gasledningen tillhörande gassystemet. Det fysikaliska förloppet redovisas i (10).

Som underlag för dosberäkningarna har den gasmängd som strömmar ut till reaktorhallen uppskattats vara densamma vid mindre brott på

1978-11-27

gasledningarna som på stora sådana. Detta på grund av att det oftast är omöjligt att isolera brottstället inom kort tid. Allmänt har antagits att inget avgörande operatörsingrepp kan ske inom 30 minuter efter läckage/brott-indikering.

För beräkning av utsläppsmängderna till omgivningen har det konservativt antagits att hela gassystemets volym ($\sim 1\ 050\ m^3$ NTP) når reaktorhallen efter det antagna rörbrottet samt att gasen håller de aktivitetskoncentrationer som råder i övre gaslåset.

Det beräknade utsläppsmängderna till omgivningen från den vid haveriet isolerade reaktorhallen redovisas i Tabell A.4.

Omgivningspåverkan av detta utsläpp redovisas i Tabell A.6 för kollektivdoserna, både sköldkörteldosen och den viktade helkropps-dosen. I Figur B.4 redovisas individdoserna i olika bäringar och vid olika avstånd från stationen.

Beträffande den andra haverisekvensen där isolationsspjällen antas ej fungera, anges de resulterande utsläppsmängderna till atmosfären i Tabell A.5. Doserna i omgivningen redovisas i detta fall i Tabell A.7 och A.8 för individdoserna och för tre olika percentiler, nämligen 5 %, 50 % och 95 %. Kollektivdoserna anges i Figur B.6 och B.7.

1978-11-27

6.4 Brott på huvudcirkulationsledning

6.4.1 Inledning

Brott på huvudcirkulations ledning (HC) ingick i analysen av olika integritetsfel i primärsystemet på grund av brott på rör eller komponenter i primärsystemet och reaktorinneslutningen eller vid anslutning till system kopplade till dessa t ex reningssystem för primärvatten (315).

Genom placering av reaktorhärden djupt ner i en stor vattenfylld bassäng har möjlighet till kylmedelsförlust i härden konstruktivt eliminerats - bortsett från mycket osannolika om ens tänkbara jordbävningar. I detta avseendet avviker SECURE-konceptet grundligt från lättvattenreaktorer av nuvarande typ. I dessa kan eventuellt vissa brott i primärsystemet utan fungerande härdsnödkylningssystem resultera i en total förlust av kylmedel och vidare till härds smältning.

I SECURE har ingen kylmedelsförlust identifierats som leder till direkt utsläpp av radioaktivt vatten utanför reaktorhallen. Vid rörbrott i huvudvärmväxlarna (HVVX) garanterar det höga trycket (1.6 MPa) i mellankretsen att primärvattnet hindras att nå de sekundära värmväxlarna anslutna till fjärrvärmenätet.

Nedan analyseras kvalitativt, i enighet med (11), det brottet som bedöms leda till de svåraste omgivningskonsekvenserna. En kvantitativ analys av förloppet, baserat på beräkningar med TRANS-SECURE, redovisas i (10).

1978-11-27

6.4.2 Analys av missödessekvensen

Ett brott på en HC-ledning utanför betongtanken kan inträffa antingen på den varma grenen, före HVVX eller på den kalla grenen dvs efter HVVX.

Det brott som ger snabbaste trycksänkningen i primärsystemet är ett giljotinbrott på kalla grenen, där utströmningsarean antas vara 2 gånger rörets area.

Brottet medför som ovan nämnts en trycksänkning i primärsystemet på grund av vätskeutströmning ur brottet. Detta innebär att skyddssystemet på signal från tryckgivarna initierar inmatning av högborerat vatten i härden. Samtidigt, på grund av det snabbt sjunkande trycket, initieras säkerhetssystemen och HC-pumparna trippas.

Skulle dessa två system samtidigt felfunktionera, kommer ändå kallt högborerat vatten från bassängen att tränga in under härden och ställa av reaktorn.

På grund av trycksänkningen i HC-kretsen expanderar täckgasen i reaktorinneslutningen samtidigt som vattennivån där sjunker. Viktigt för det fortsatta förloppet är funktion av nivåsäkringarna. Systemet består av två delsystem, dels ett byggt med konventionella nivåmonitorer och avblåsningsventiler, dels ett bestående av 2 passiva flytkroppar.

Systemets funktion är att tryckavlasta reaktorinneslutningen och på så sätt begränsa nivå-sänkningen i bassängen så att ett själv-cirkulationsflöde kan etableras mellan härden och bassängen.

1978-11-27

Sannolikheten att dessa två delsystem skall felaktigt samtidigt är mycket låg.

Den i härden utvecklade resteffekten medför att ett själv-cirkulationsflöde etableras mellan härden och omgivande bassängen, förutsatt att övre delen av gasdomen är vattentäckt.

Själv-cirkulationsflödet, som uppkommer på grund av termohydrauliska effekter, bör betraktas som naturlagsstyrt och mycket tillförlitligt.

Bortförandet av härdens resteffekt garanteras i långtidsperspektivet av bassängens stora värmekapacitet samt av den höga tillförlitligheten hos mellankylsystemet för avställd reaktor. Uppbackning av elförsörjning till detta systems cirkulationspumpar med dieslar gör att mellankylsystemet för avställd reaktor är lika tillförlitligt i nuvarande konceptkonstruktion som i SECURE-200.

Som tidigare nämnts kommer efter rörbrottet, vid hög aktivitetsnivå i frånluftskanalen, reaktorhallen att isoleras från omgivningen via seriekopplade säkerhetsklassade isolationsventiler i ventilationskanalerna. Om hallen isoleras kan det uppstå radioaktivt utsläpp på grund av luftläckage (~ 10 dygn) förbi de stängda isolationsventilerna. Om den å andra sidan ej isoleras får ett kortvarigt utsläpp till omgivningen (~ 1 timme).

6.4.3 Tryck i reaktorhallen efter rörbrottet

En förutsättning för att man ska kunna tillgodoräkna sig isolation av reaktorhallen efter HC-rörbrottet är att det resulterande övertrycket

1978-11-27

där inte skadar hallens väggar. För att verifiera detta har tryck- och temperaturförloppet i reaktorhallen efter ett postulerat stort rörbrott analyserats med datorprogrammet COPTA (CONTAINMENT PRESSURE TRANSIENT ANALYSIS) (12). Beräkningarna har gjorts med antagandet att rörbrott inträffar i en volym motsvarande reaktorhallens volym där termodynamisk jämvikt råder. Vatten- och ångflöde ur brottet har uppskattats i tid och storlek från beräkningar utförda med TRANS-SECURE. När nivåsäkringarna i reaktorinneslutningen träder i funktion strömmar täckgasen till reaktorhallen. I beräkningarna har antagits att $\sim 350 \text{ m}^3$ NTP kvävgas når hallen.

Beräkningarna visar att det absoluta trycket i reaktorhallen blir $\sim 0.11 \text{ MPa}$ (övertryck = 0.01 MPa) samt att temperaturen når $\sim 40^\circ\text{C}$ vid maximum dvs när brottflödena upphör. Det bedöms att temperaturen och trycket i den isolerade hallen efter några minuter har sjunkit till värden nära dem som rådde före missödet.

Ovannämnda övertryck och temperatur är starkt beroende av den tid det tar från det missödet inträffar till dess att isolationsspjällen stängs (ju längre tid desto lägre övertryck och temperatur).

Slutsatsen är att de fysikaliska konsekvenserna, i reaktorhallen, av ett dylikt rörbrott kan konstruktivt bemästras så att hallens väggar behåller sin integritet.

1978-11-27

6.4.4 Utsläpp till atmosfären

För beräkning av utsläppsmängderna till omgivningen har det konservativt antagits att hela vattenvolymen (220 m^3) i huvudcirkulationsledningarna når reaktorhallen vid missöde. Dessutom antas största delen av den i gassystemet befintliga kvävgasen ($1\ 050 \text{ m}^3 \text{ NTP}$) strömma ut till hallen på grund av att nivåsäkringarna träder i funktion samt på grund av övertrycket i kvävgastanken (318-T1).

När gasen i gaskolonnen bubblar genom betongtankens vatten har det antagits att det sker en avtvättning av gasen med avseende på jod till 99 % medan ädelgaserna inte påverkas nämnvärt.

De beräknade utsläppsmängderna till omgivningen från den vid missödet isolerade reaktorhallen redovisas i Tabell A.4.

I Tabell A.5 redovisas det postulerade fall i vilket isolationsventilerna i ventilationskanalen antas felfunkera vid missödet.

6.4.5 Omgivningspåverkan

Kollektivdoserna, både sköldkörteldosen och den viktade helkroppsdosen, resulterande från missödessekvensen med lyckad isolering av reaktorhallen redovisas i Tabell A.6 medan individdoserna i olika riktningar och vid olika avstånd från stationen presenteras i Figur B.5.

För det andra, mer osannolika fallet med utebliven isolering, anges i Tabell A.7 och A.8 individdoserna för tre olika percentiler, 5 %, 50 % och 95 %. Kollektivdoserna redovisas i Figur A.6 och A.7.

7. SAMMANFATTNING

De i föreliggande rapport redovisade utsläppsmängderna och doser i omgivningen på grund av driften av SECURE-400 visar god överenskommelse med tidigare beräkningar utförda för SECURE-200. De presenterade värden som delvis är baserade på nya beräkningsmodeller - jämfört med den tidigare analysen - bekräftar att omgivningspåverkan av SECURE-400 är kompatibel med närförläggning.

En summarisk bild av SECUREs omgivningspåverkan ges i nedanstående tabell (sid 29).

Förutsatt närförläggning kommer individdosen, medlat över den studerade regionen, på grund av normaldriften att vara < 0.1 % av den från den naturliga bakgrundstrålningen inducerade dosen.

Beträffande de dimensionerande missödena blir de beräknade doserna i omgivningen mycket små och skiljer sig inte nämnvärt från doserna vid normaldrift.

Efter analysen av vissa ändrade förutsättningar för SECURE-400 har ingen transient och/eller missödessekvens identifierats som äventyrar bränslets integritet. En sammanfattande bedömning av analysen är att ett missöde resulterande i hårdsmältningsolycka har tekniskt bortkonstruerats i SECURE.

Fall	Utsläpps- tid (timme)	Sannolikhet år ⁻¹	Kollektivdos (manrem)		Individuos (rem vid 500 m)	
			Extern helkropp	Sköldkörtel	Extern helkropp	Sköldkörtel
Normaldrift			$3 \cdot 10^{-1}$	$5 \cdot 10^{-1}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-5}$
Bränslebytes- missöde	240	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-1}$	4.4	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-4}$
	1	$5 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-1}*$	100*	$2 \cdot 10^{-4}*$	$1 \cdot 10^{-2}*$
Brott på gasledning	240	$5 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$7 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$
	1	$3 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-2}*$	$2 \cdot 10^{-1}*$	$2 \cdot 10^{-5}*$	$2 \cdot 10^{-5}*$
Brott på nolvudcirkula- tionsledning	240	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-7}$
	1	$5 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-2}*$	3.5*	$1 \cdot 10^{-5}*$	$3 \cdot 10^{-4}*$

* gäller för 5 % kumulativ frekvens

1978-11-27

REFERENSFÖRTECKNING

1. Kärnvärmeverk SECURE.
Slutrapport om ett svensk-finskt utredningsprojekt.
AB Asea-Atom, AB Atomenergi, Finnatom Oy, VTT. September 1977.
2. SECURE-400 MW.
Preliminär säkerhetsrapport.
AB Asea-Atom. November 1978.
3. KJELLBERT, N A
Fissionsprodukthalter i SECUREs primär-, gas- och inneslutningssystem.
Studsvik Arbetsrapport K2-78/33.
4. HESBÖL, R
Prognos på fissionsproduktsläckaget i SECURE-400 MW.
Studsvik Arbetsrapport K2-78/32.
5. KARLBERG, O, SCHWARTZ, H, FORSSEN, B-H och MARKLUND, J-E
UNIDOSE - A program for calculation of individual and collective dose from air-borne radioactive pollutants.
AB Atomenergi, 1977.
To be published.
6. ERDTMANN, G ooch SOYKA, W
Die γ -linien der radionukliden.
Band 1.
Jülich-1003-AC. September 1973.
7. WASH-1400.
Reactor Safety Study.
Nureg-75/014, Oct 1975.
8. DEVELL, L och HESBÖL, R
Läkingsbar spaltaktivitet.
Studsvik Arbetsrapport K2-78/38.
9. ELKERT, J, OLSON, G, SVENSSON, S och UNNEBERG, H
BEGAFIP: Ett program för beräkning av klyvningsprodukternas aktivitet, beta- och gammaeffekter.
AE-RF-72-374 AB Atomenergi.
10. GRANSELL, H
SECURE/PSAR. Transientanalyser.
Asea-Atom RCB 78-55.

1978-11-27

11. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants.
Sections 3.6.2, 3.6.3.
USNRC September 1975.
12. MARKLUND, J-E och JOHANSSON, A
Model description of containment program COPTA-3.
AB Atomenergi AE-RD-105.

D

D

D

D

1978-11-27

Tabell A.1

Aktivitetskoncentrationer i reaktorhallen (a_i)
och MPC-värden för luft

Nuklid	a_i (Ci m^{-3})	$\text{MPC}_{40,a}$ (Ci m^{-3})
I 131	5.0 - 11*	9. - 9
I 133	1.5 - 10	3. - 8
I 135	1.4 - 10	1. - 7
Kr 85m	5.0 - 8	6. - 6
Kr 85	1.6 - 11	1. - 5
Kr 87	4.4 - 8	1. - 6
Kr 88	6.9 - 8	-
Xe 133	7.3 - 7	1. - 5
Xe 135 m	6.1 - 9	-
Xe 135	8.7 - 8	4. - 6
Xe 138	1.7 - 8	-
H 3	1.6 - 8	5. - 6
C 14	1.6 - 9	4. - 6

* 5.0 - 11 betecknar $5.0 \cdot 10^{-11}$

1978-11-27

Tabell A.2SECURE-400: Beräknade normaldriftutsläpp
till atmosfären

Nuklid	$T_{1/2}$ (dygn)	Utsläpp (Ci/timme)
I 131	8.05	5.4 - 6
I 133	0.875	1.6 - 5
I 135	0.28	1.5 - 5
Kr 85m	0.183	5.4 - 3
Kr 85	3950	1.7 - 6
Kr 87	0.053	4.7 - 3
Kr 88	0.117	9.8 - 3
Xe 133	5.28	7.9 - 2
Xe 135m	0.011	6.6 - 4
Xe 135	0.384	9.4 - 3
Xe 138	0.012	1.8 - 3
H 3	4490	1.4 - 3
C 14	2.09 + 6	1.4 - 4

1978-11-27

Tabell A.3

SECURE-400: Gapinventariet av lättflyktiga fissionsprodukter i de två mest belastade bränslepatronerna

Nuklid	Ci (t = 0)	Ci (t = 48 timmar efter avställning)
I 131	113	95
I 132	168	~ 0
I 133	263	55
I 134	300	~ 0
I 135	254	1.7
Kr 83m	95	~ 0
Kr 85	4.6	4.7
Kr 85m	230	0.12
Kr 87	430	~ 0
Kr 88	580	$4 \cdot 10^{-3}$
Xe 131m	3.3	3
Xe 133	1300	1000
Xe 133m	32	17.3
Xe 135m	365	~ 0
Xe 135	410	11.1
Xe 137	1160	~ 0

1978-11-27

Tabell A.4

SECURE-400: Missödesutsläpp till omgivningen (Ci/timme under 10 dygn). Normalt fall

Nuklid	T _{1/2} (dygn)	Bränslebytes- missöde	Brott på HC-ledning	Brott på gasledning
I 131	8.05	2.6 - 3	6.3 - 5	4.3 - 6
I 133	0.875	2.9 - 4	3.5 - 5	2.1 - 6
I 135	0.28	2.8 - 6	1.3 - 5	5.9 - 7
Kr 85	3950	1.9 - 2	2.1 - 6	2.1 - 6
Kr 85m	0.18	1.3 - 5	1.9 - 4	1.8 - 4
Kr 87	0.053	~ 0	5.8 - 5	5.1 - 5
Kr 88	0.117	3 - 7	2.4 - 4	2.2 - 4
Xe 131	12	9.4 - 3	-	-
Xe 133	5.28	2.31	5.6 - 2	5.3 - 2
Xe 133m	2.3	2.2 - 2	-	-
Xe 135m	0.011	~ 0	~ 0	~ 0
Xe 135	0.384	2.6 - 3	7.1 - 4	6.6 - 4
Xe 138	0.012	~ 0	~ 0	~ 0

1978-11-27

Tabell A.5

SECURE-400: Missödesutsläpp till omgivningen (Ci/timme under 1 timme) vid misslyckad isolation av reaktorhallen

Nuklid	Bränslebytes- missöde	Brott på HC-ledning	Brott på gasledning
I 131	0.91	2.2 - 2	1.5 - 3
I 133	0.54	6.6 - 2	3.9 - 3
I 135	1.7 - 2	7.9 - 2	3.5 - 3
Kr 85	4.6	5 - 4	4.3 - 4
Kr 85m	0.11	1.6	1.5
Kr 87	~ 0	1.4	1.2
Kr 88	3.6 - 3	3	2.8
Xe 131m	3	-	-
Xe 133	996	24	22.8
Xe 133m	17	-	-
Xe 135m	~ 0	0.24	0.14
Xe 135	10.7	2.9	2.7
Xe 138	~ 0	0.7	0.39

1978-11-27

Tabell A.6

SECURE-400: Kollektivdoser (0 - 50 km) vid missöde och lyckad isolering av reaktorhallen

Missöde	Kollektiv extern helkroppsdos (manrem)	Kollektiv sköldkörteldos (manrem)
Bränslebyte	0.1	4.4
Brott på gasledning	$1 \cdot 10^{-3}$	$7 \cdot 10^{-3}$
Brott på huvudcirkula- tionsledning	$1 \cdot 10^{-3}$	0.1

Tabell A.7SECURE-400: Individhelkropps-doser (rem) vid missöde
(ej isolerad reaktorhall)

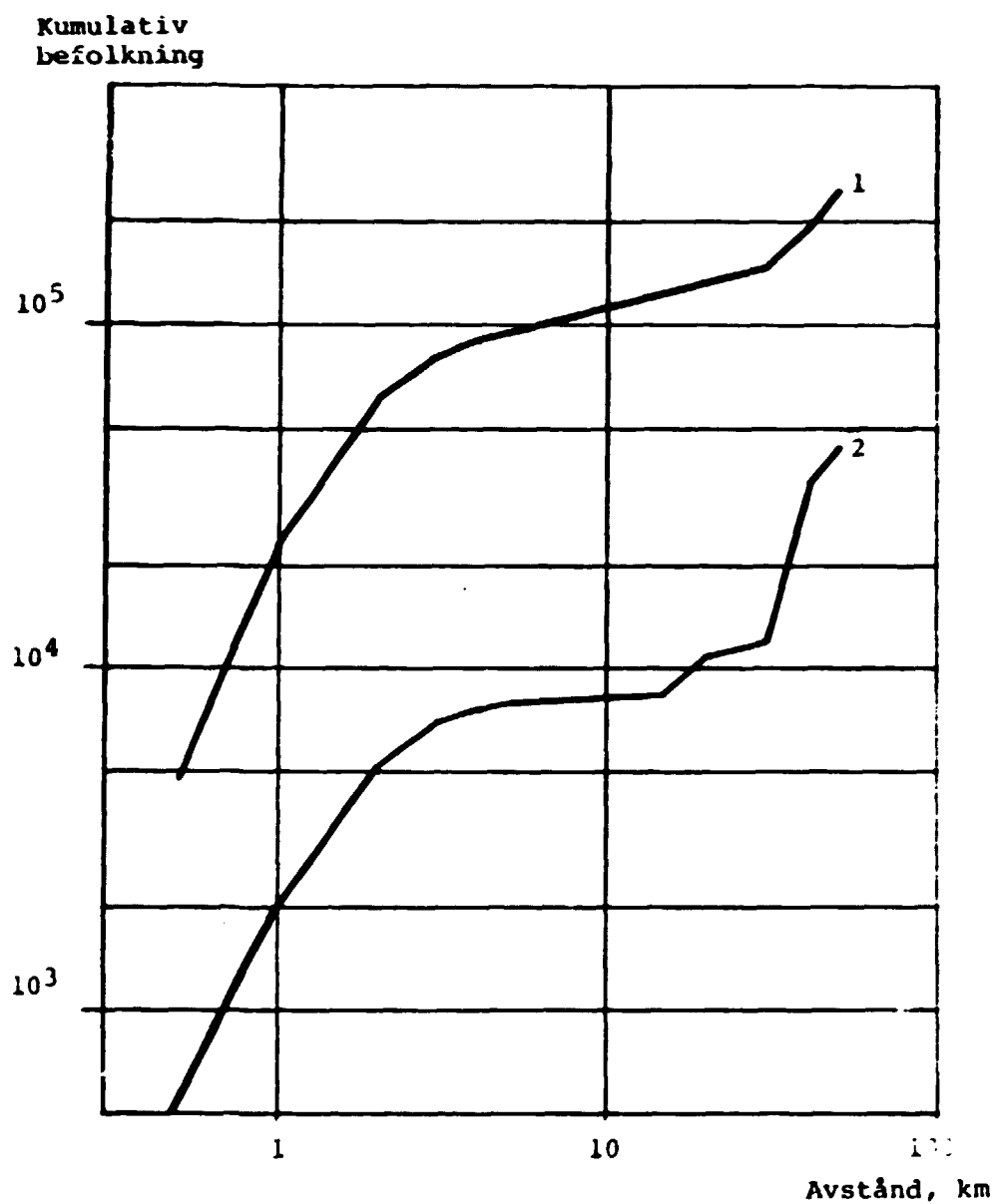
Missöde	% kumulativ frekvens	Avstånd från SECURE		
		0.5 km	1.5 km	5 km
Bränslebyte	0.5	5.6 - 4	2.6 - 4	8.6 - 5
	5	1.6 - 4	6.7 - 5	2.1 - 5
	50	4.8 - 5	2.1 - 5	6.1 - 6
Brott på gasledning	0.5	7.5 - 5	3.2 - 5	8.7 - 6
	5	2.2 - 5	9.4 - 6	2.8 - 6
	50	6.8 - 6	2.9 - 6	9.1 - 7
Brott på hvuducirkula- tionsledning	0.5	7.6 - 5	3.3 - 5	8.8 - 6
	5	2.3 - 5	9.5 - 6	2.9 - 6
	50	6.9 - 6	3.0 - 6	9.2 - 7

1978-11-27

Tabell A.8

SECURE-400: Sköldkörteldoser (rem) (individ), vid missöde (ej isolerad reaktorhall)

Missöde	% kumulativ frekvens	Avstånd från SECURE		
		0.5 km	1.5 km	5 km
Bränslebyte	0.5	2.8 - 2	1.2 - 2	4.6 - 3
	5	9.5 - 3	3.9 - 3	1.7 - 3
	50	3.1 - 3	1.6 - 3	4.2 - 4
Brott på gasledning	0.5	5.6 - 5	2.4 - 5	9.1 - 6
	5	1.9 - 5	8.8 - 6	2.8 - 6
	50	6.2 - 6	3.3 - 6	8.5 - 7
Brott på huvudcirkulationsledning	0.5	9.8 - 4	4.2 - 4	1.6 - 4
	5	3.4 - 4	1.4 - 4	5.0 - 5
	50	1.1 - 4	5.8 - 5	1.5 - 5



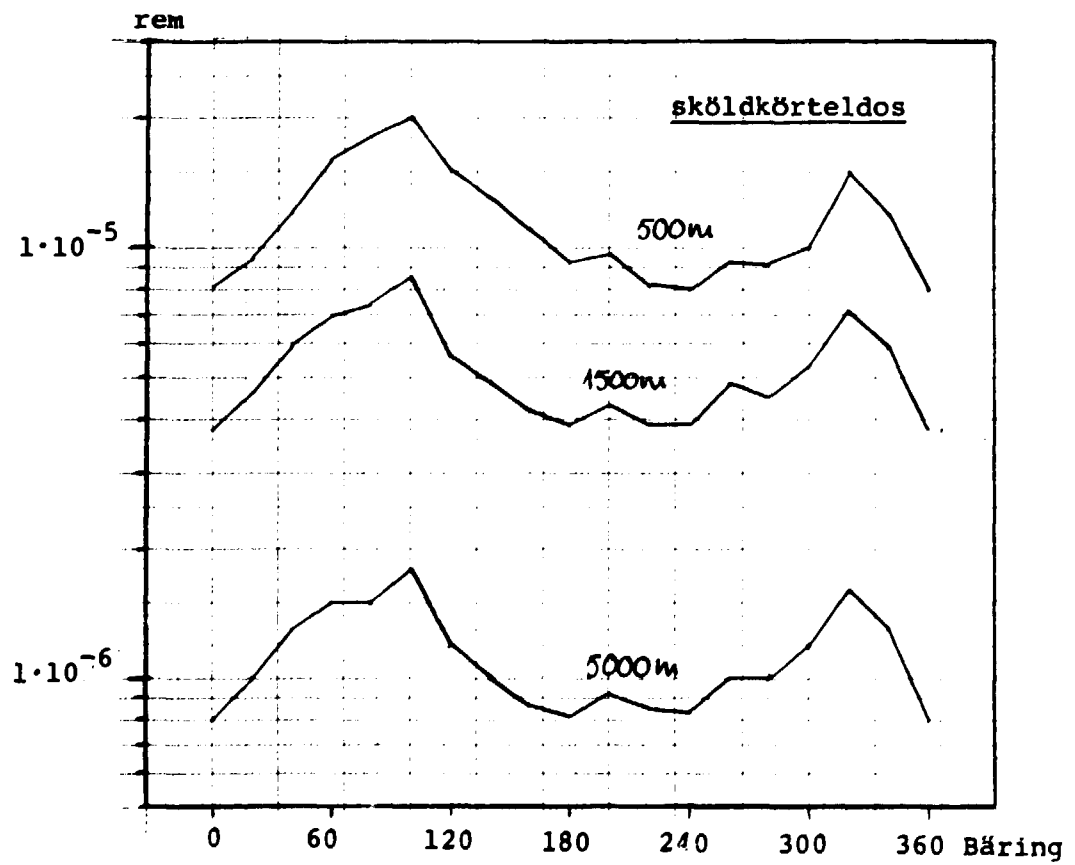
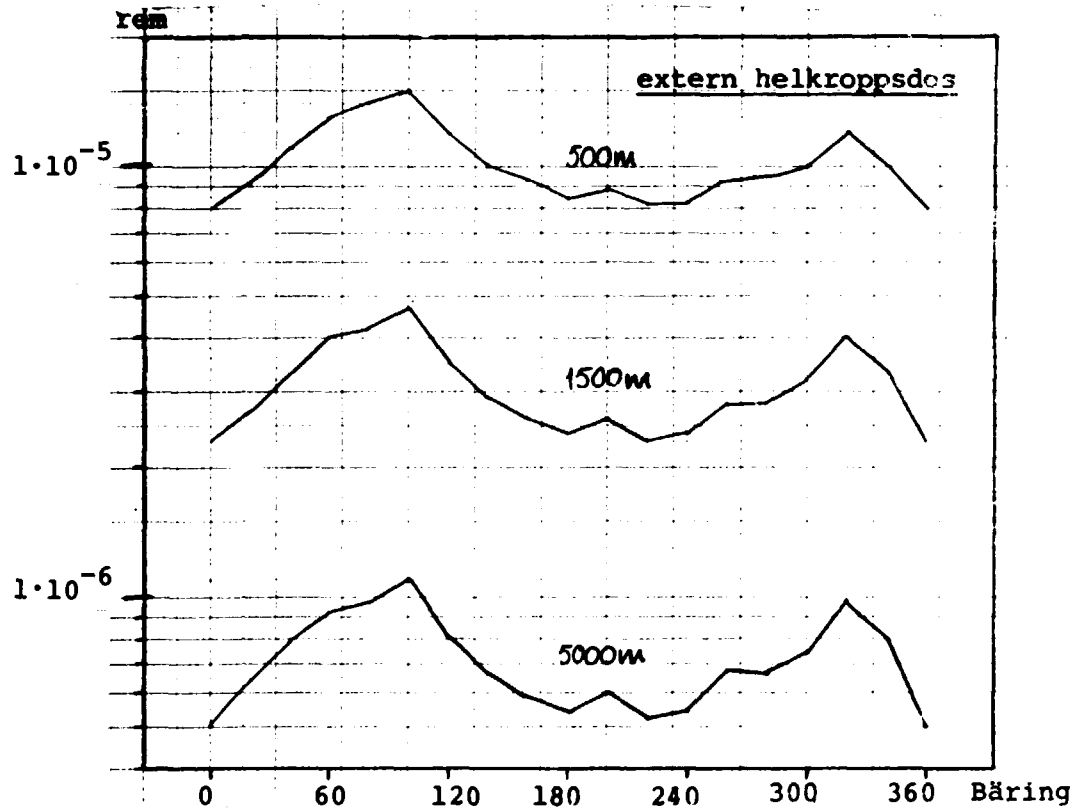
Figur B.1

Kumulativ befolkningsfördelning till 50 km

1. Total befolkning
2. Mest befolkad 30° - bäring

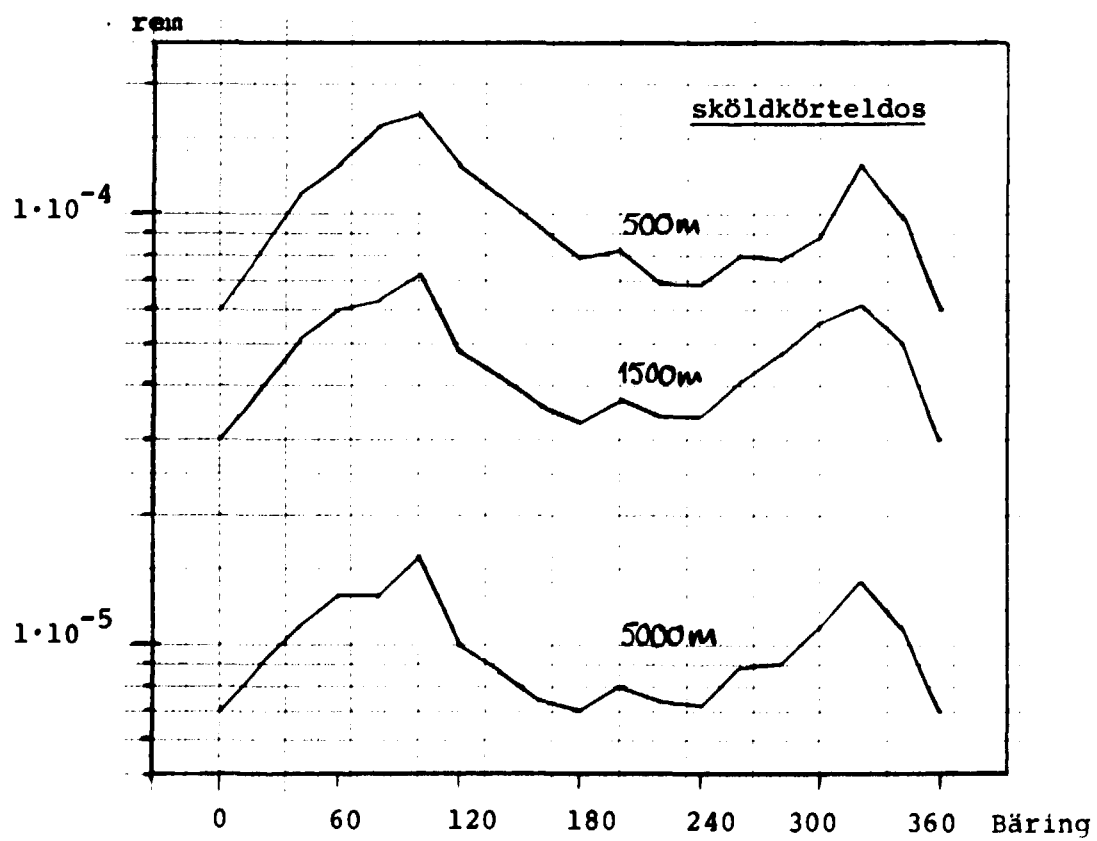
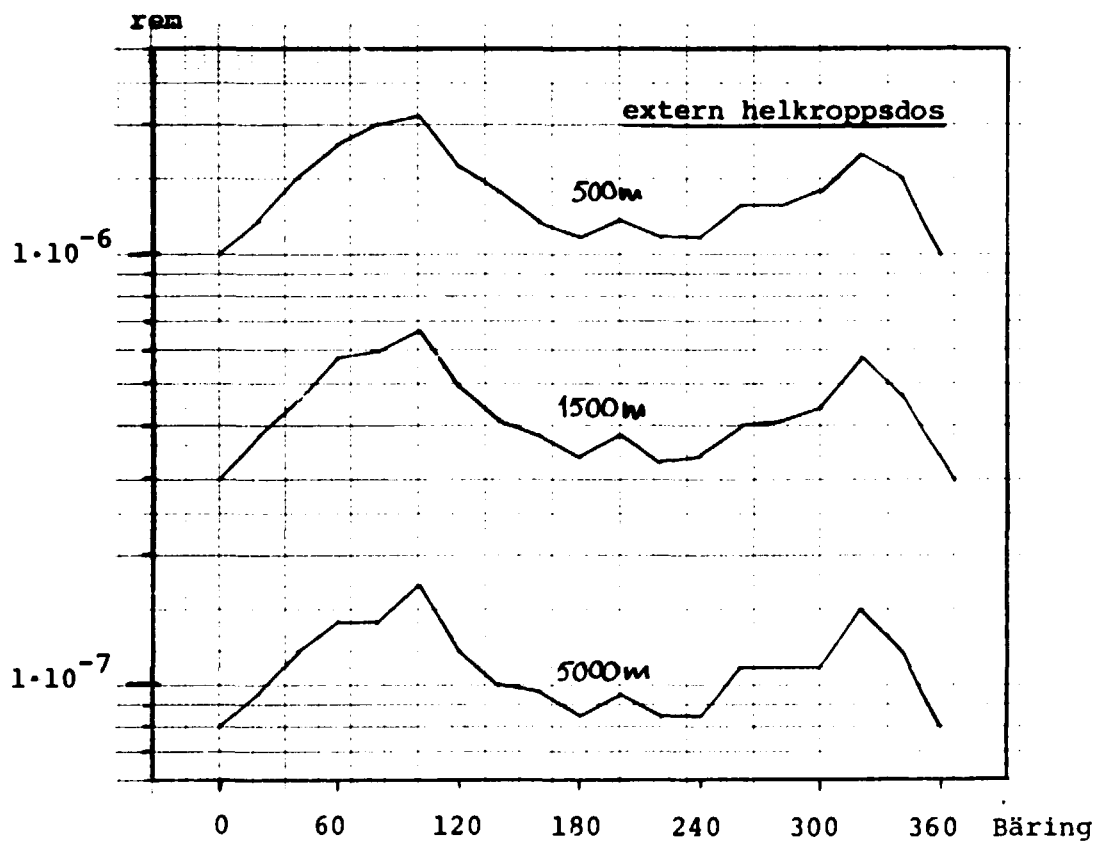
1978-11-27

Figur B.2 SECURE-400: Omgivningspåverkan vid normaldrift. Individdoser



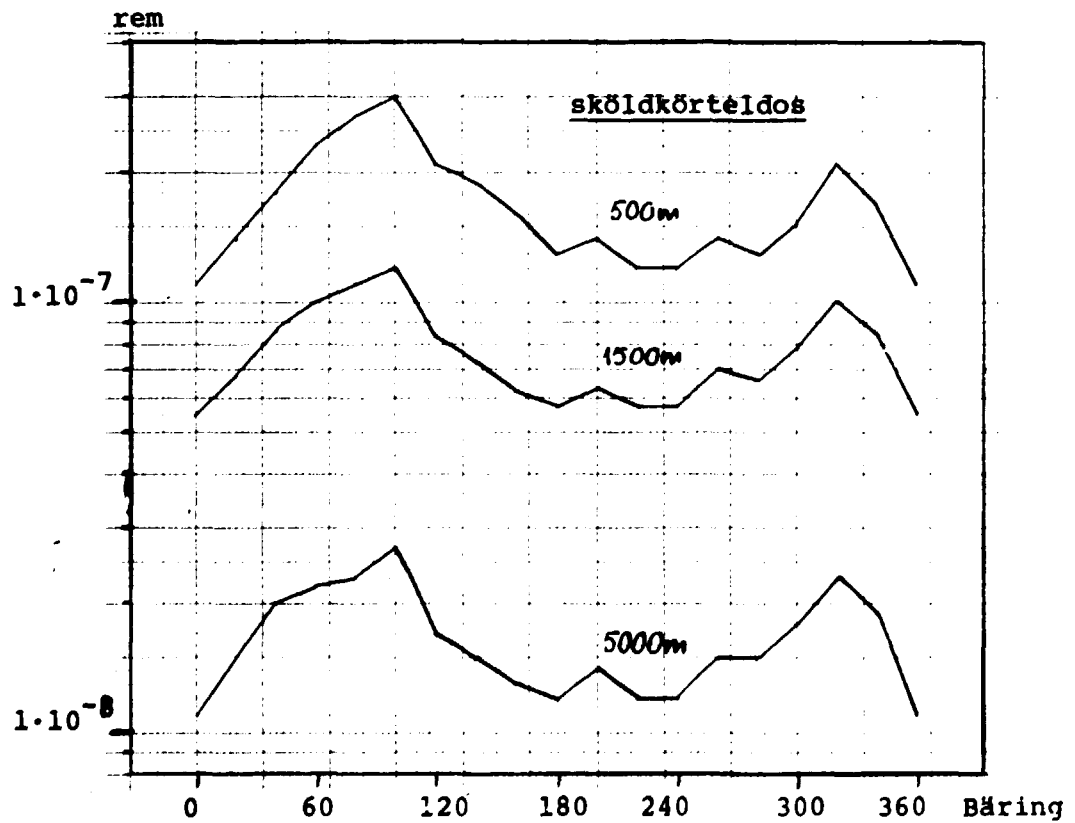
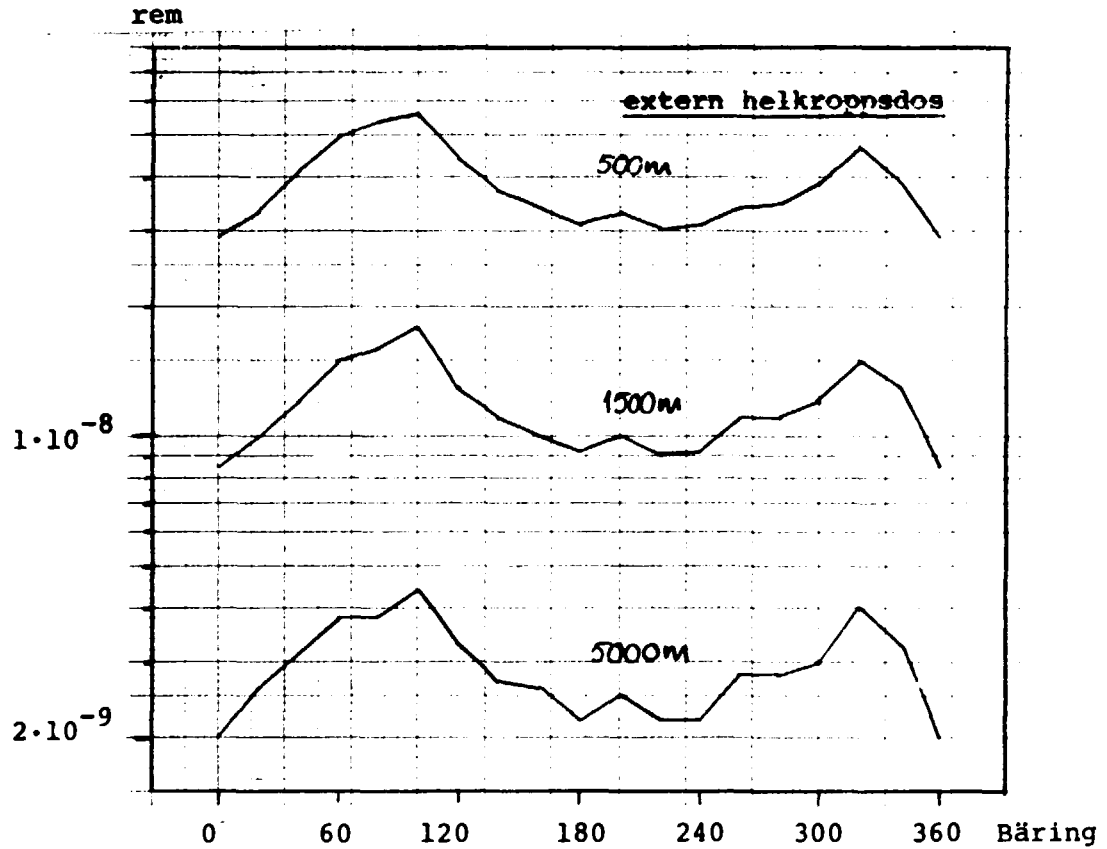
1978-11-27

Figur B.3 SECURE-400: Individddoser i olika bäringar och avstånd vid bränslebytesmissöde (isolerad reaktorhall)



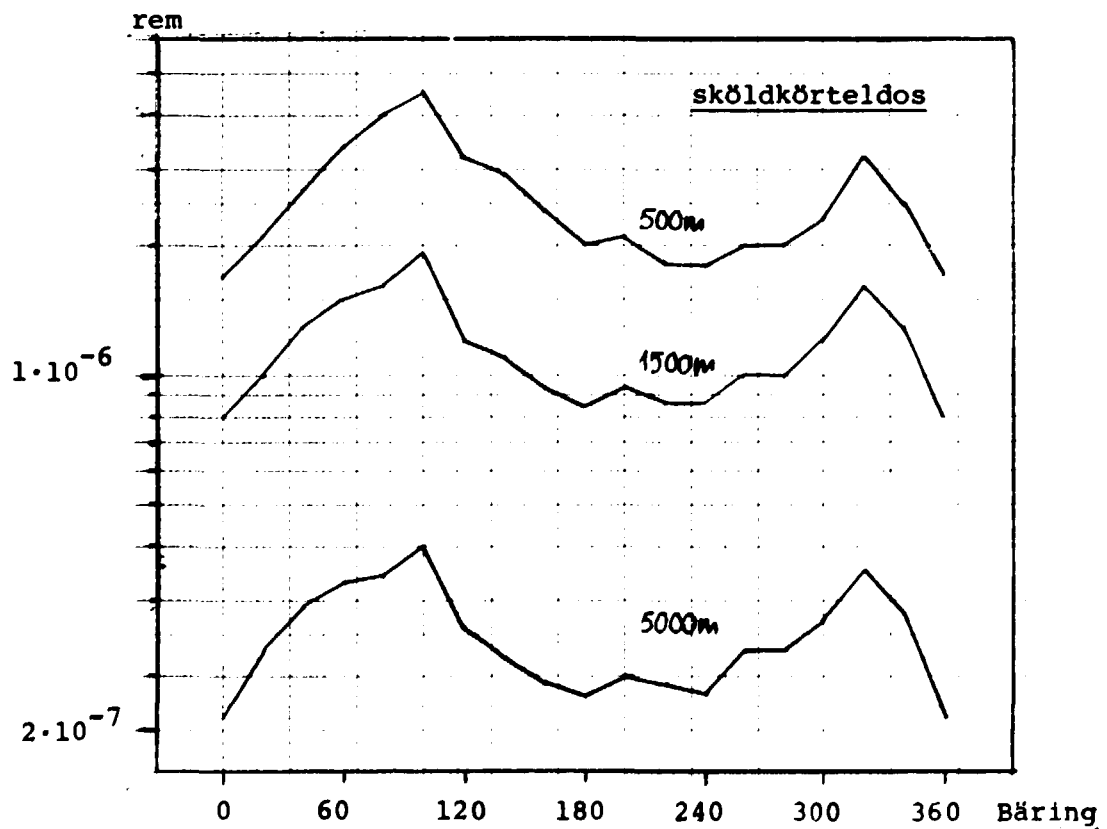
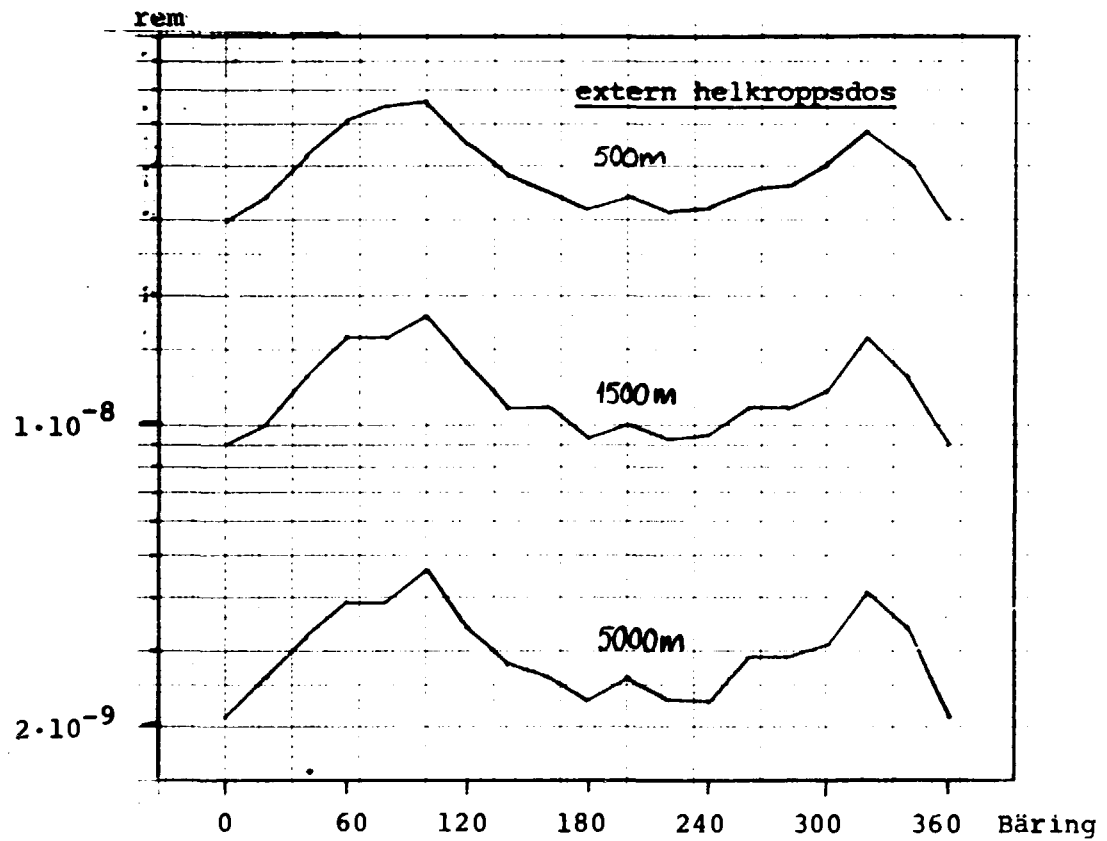
1978-11-27

Figur B.4 SECURE-400: Individdoser i olika bäringar och avstånd vid brott på gasledning (isolerad reaktorhall)



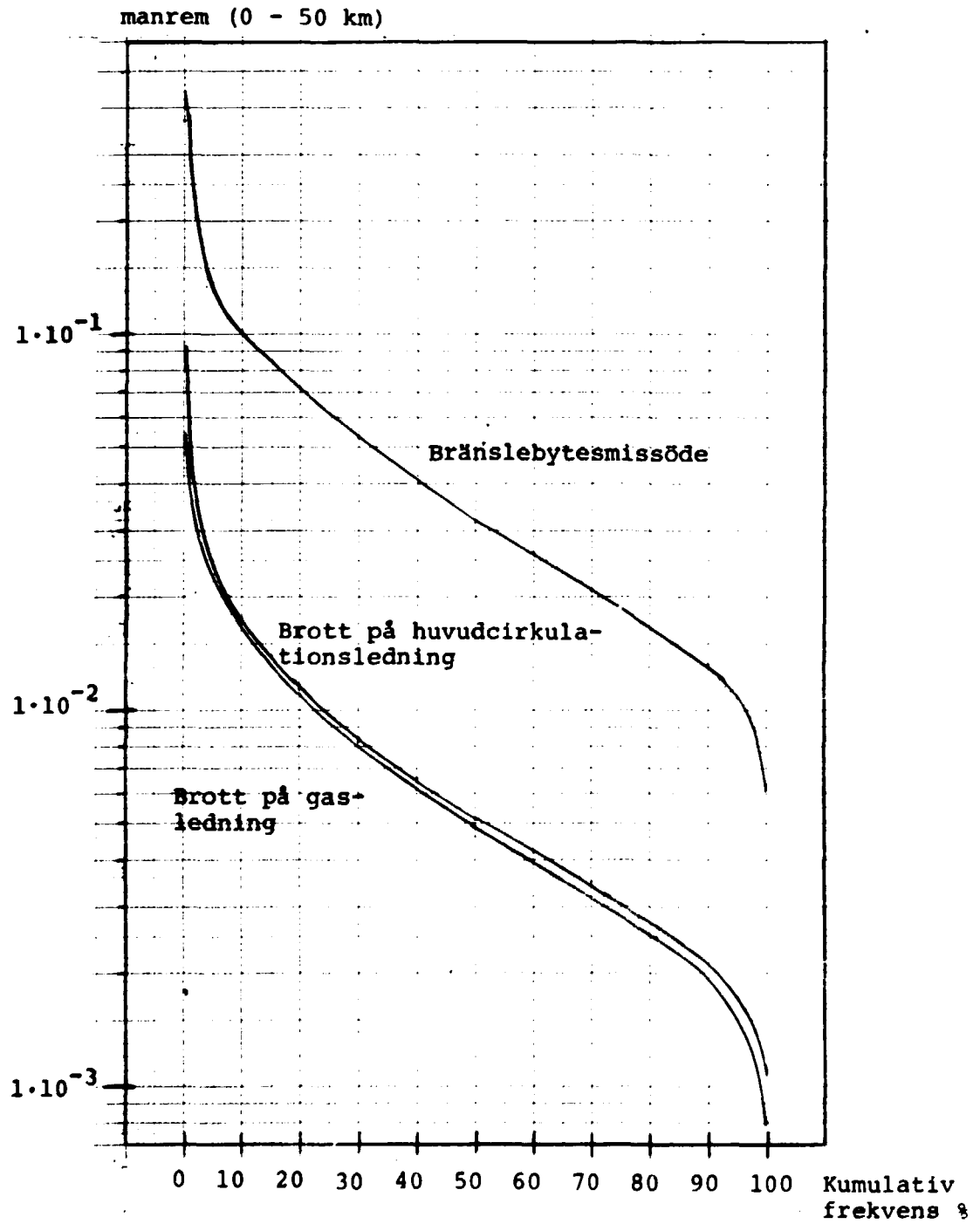
1978-11-27

Figur B.5 SECURE-400: Individdoser i olika bärningar och avstånd vid brott på huvudcirkulationsledning (isolerad reaktorhall)



1978-11-27

Figur B.6

SECURE-400: Kollektiva helkroppsdoser vid have-
ri (ej isolerad reaktorhall)

Figur B.7

SECURE-400: Kollektiva sköldkörteldoser vid haveri (ej isolerad reaktorhall)

