



DokumentID  
1339613

Handläggare  
Lena Z Evins  
Er referens  
SSM-2011-2426

Sida  
1(8)  
Datum  
2012-04-13  
Ert datum  
2012-03-20

Ärende

Strålsäkerhetsmyndigheten  
Att: Ansi Gerhardsson  
171 16 Stockholm

Svar till SSM angående förtydligande om information i ansökan om slutförvaring av använt kärnbränsle och kärnavfall – bränslets initialtillstånd

Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM, har i sin skrivelse till Svensk kärnbränslehantering AB, SKB, daterad 2012-03-30 begärt förtydligande information om bränslets initialtillstånd i ansökan om slutförvaring av använt kärnbränsle och kärnavfall. I begäran tar SSM upp ett antal punkter där SSM önskar att SKB förtydligar med information om i vilken eller vilka referenser den efterfrågade informationen redovisas. SKB lämnar härmed förtydliganden till de av SSM listade punkterna:

**(1) Bränslerester från Studsvikanläggningen**

Bränslerester från Studsvik, bestående huvudsakligen av  $UO_2$  bränsle och zirkaloykapsling (inklusive kapade, skadade bränslestavar), packas i så kallade ML-bränslehyllor. Dessa placeras i ett primäremballage av rostfritt stål som sedan svetsas ihop. För att undvika att bränsleresterna utsätts för långvarig kontakt med luft, ersätts luften i emballaget med helium, och sedan svetsas emballaget i Ar-atmosfär. En transportbox, med samma mått som ett PWR-element, används för att packa och transportera 12 primäremballage. En transportbox innehåller runt 180 kg U i form av bränslerester, dvs. 12 primäremballage med 15 kg U i varje. Detta motsvarar totalt 4000 TBq radioaktiva ämnen om man antar att bränslet är utbränt till 45 MWd/kg U och avklingningstiden är 5 år. Referensbränslet i CLAB vid beräkning av aktivitetssinnehåll är ett PWR element med ca 460 kg U 60 MWd/kg U utbränning och ett års avklingningstid. Totala aktivitetssinnehållet i detta element är ca 46 000 TBq. Aktivitetssinnehållet i bränsleresterna är avsevärt lägre än i referensbränslet för CLAB p.g.a. lägre uranvikter samt längre avklingningstider.

1. *Aktivitetssinnehåll i bränslerester från Studsvik anläggningen*

I SKB:s ansökan om transport nr 20 av bränslerester från Studsvik (SSM referensnummer SSM2011-2852) inklusive bilagor redovisas data på uran- och aktivitetssinnehåll och utbränning för de bränslerester som transporterats från Studsvik och nu finns i Clab. (Dokumentation angående aktivitetssinnehåll i bränslerester från Studsvik- anläggningen, samt fysiska och kemiska former av bränslerester eller andra material har delgivits SSM/SKI inför varje mottagande av transport av bränslerester från Studsvik till Clab.)

**Svensk Kärnbränslehantering AB**

Box 250, 101 24 Stockholm  
Besöksadress Blekholmstorget 30  
Telefon 08-459 84 00 Fax 08-579 386 10  
www.skb.se  
556175-2014 Säte Stockholm

2. *Fysikaliska och kemiska former av bränslerester som kommer att inkapslas i de 7 kopparkapslarna (se sid. 46, SKB TR-10-13),*  
Se punkt 1.
3. *Fysikaliska och kemiska former av andra material som kommer att inkapslas tillsammans med bränslerester*  
Se punkt 1.
4. *Långsiktig utveckling av bränsleresternas egenskaper*  
Långsiktig utveckling av bränsleresternas egenskaper förväntas ske som för vanlig bränsle. Närvaro av bränslerester i form av fragment eller med kapad kapsling bedöms inte påverka bränslets långsiktiga utveckling i den inerta atmosfär som råder i primäremballaget och också i en försluten kapsel i slutförvaret.
5. *Inverkan av bränsleresternas egenskapsutveckling på säkerhetsanalysens resultat*  
I en komplettering av underlaget till ärende SSM2011-2852-5 som skickades till SSM 2011-10-06 finns en redovisning av konsekvenser för långsiktig säkerhet.

Mängden bränsle i en kapsel med bränslerester är mycket lägre än i en vanlig kapsel. Andelen bränsle som är för-oxiderad kan dock vara högre än i en vanlig kapsel pga. kontakt med luft. Oxidationen har skett före förslutningen i primäremballage vid hotcellstemperatur och i torr luft. Oxidationen av bränsle vid rumstemperatur och torrluftsatmosfär är begränsad (Leenaers et al, 2003; se deras referens nr 8 för fallet med torr luft). De bränsleförsök som har utförts på denna typ av material visar att detta inte påverkar bränsleupplösningen under reducerande förhållanden i större omfattning (kapslingen på materialet har vanligtvis kapats många år före försöket). Andelen föroxiderat bränsle är störst för bränslepulver, men samtidigt visar experimenten att reduktion av redox-känsliga radionuklider sker snabbare vid lakning av pulver än av kutsar (Cui et al, 2008). Mängden för-oxiderat bränsle kan uppskattas från lakningsförsök under oxiderande förhållanden (Johnson et al. 2012, Ekeröth et al. 2008) och motsvarar som mest den mängd som ges av bränsleupplösning under de första 10-100 åren. Eftersom primäremballaget av rostfritt stål försummas i säkerhetsanalysen (dvs. bränsleupplösning räknas från och med tidpunkt för defekt i kopparkapseln), borde tillräckligt med pessimism vara inkluderat i beräkningarna då korrosion av rostfritt stål under anoxiska förhållanden (Fuel and canister process report, TR-10-46, s 52; SKB, 2010a) förväntas fördröja vattenkontakt med bränsle med mer än 10000 år.

## **(2) Torkning av bränsleelement**

1. *Motivering av gränsen på 600 g vatten i en kapsel (sid. 27, SKB TR-10-13)*  
Som anges i TR-10-13 (SKB, 2010b) finns kravet på en begränsad tillåten mängd vatten i insatsen angiven i rapporten "Design premises for a KBS-3 repository..." TR-09-22, avsnitt 3.1.5 (SKB, 2009).  
I "Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site" TR-10-46, avsnitt 3.5.1 (SKB, 2010a) analyseras anaerob korrosion utifrån antagandet att en bränslepinne per bränsleelement är fylld med vatten, dvs  $12 \times 50 \text{ ml} = 600 \text{ ml} \approx 600 \text{ g}$ . Det är samma antagande som gjordes i "Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Can" TR-06-22, avsnitt 3.5.1 (SKB, 2006), och som ligger till grund för kravet i TR-09-22 (SKB, 2009).

Kvarvarande vatten kan också leda till att salpetersyra bildas. Gammastrålning på kväve i kvarvarande luft kan ge kväveoxider, som löst i vatten ger salpetersyra. Den maximala korrosionen av gjutjärnet med reduktion av vätejoner till vätgas är dock oberoende av om vattnet reagerar direkt eller via salpetersyra. Detta finns närmare beskrivet i PM "Inre övertryck i kapseln" SKBdoc 1333208, som är en bilaga till svar (SKBdoc 1333256,) på SSM:s begäran om kompletteringar angående kapsel frågor. Däri ingår också ett förnyat underlag för slutsatsen att spänningsskorrosion på gjutjärnsinsatsen (orsakad av nitrat) inte är relevant för den långsiktiga säkerheten. Arbete pågår inom ramen för KUPP (uppdatering av konstruktionsförutsättningarna för kärnbränsleförvaret) med att sammanställa dokumentationen av underlaget för kravet på maximalt tillåten mängd kvarvarande vatten.

2. *Uppgift om temperatur och tryck som planeras användas vid torkning av bränsleelement (sid. 42, SKB doc. 1205123),*

I ansökan för Clink redovisades en metod för torkning av bränsle som bygger på principen vakuumtorkning. Uppgifter om tryck och temperatur för torkning av bränsle återfinns i systembeskrivning för system 351, se pärm 15, flik 42.

3. *Verifierings- och kontrollprogram för torkning (sid. 42, SKB doc. 1205123).*

Ett verifierings- och kontrollprogram för torkning återfinns inte i ansökan. Den i ansökan beskrivna metoden är generell och används idag för att torka bränsle på kärnkraftsverken före transport till Clab. Metoden för att torka bränsle i inkapslingsanläggningen är under utredning och en ny metod, "The Forced Gas Dehydration" som alternativ metod för att torka bränsle är föreslagen. Verifiering av denna metod pågår.

### **(3) Skadat bränsle**

1. *Statistik för skadat bränsle i svenska reaktorer samt information om hur denna påverkas av effekthöjningar (sid. 25, SKB doc. 1205877).*

Internationell erfarenhet av bränsleskador visar att de orsakas i huvudsak av nötningskador (Olander, 2009; IAEA, 2003) samt i mindre omfattning av hölje-pellet interaktion, hydridbildning, tillverkningsdefekter osv. Frekvensen av skadade bränsle stavar ligger vanligtvis på  $10^{-5}$ , dvs. en på 100 000 eller 0.001 % (Olander, 2009; IAEA, 2003). Erfarenhet från Framatome för perioden 1992-2001 (169 PWR och BWR reaktorer, 140000 bränsleelement med mer än 25 miljoner bränslestavar) visar t.ex. att bränsleskadefrekvensen är mindre än  $4 \times 10^{-5}$  (IAEA, 2003).

Detsamma gäller för de 4 Ringhals reaktorer under perioden 1989-2001 (Anderson, 2003), där 38 av drygt 177 000 stavar som funnits i de 4 härdarna skadades under dessa 13 år. Detta motsvarar mindre än 3 skadade stavar per år, eller andelen  $1.7 \times 10^{-5}$  skadade stavar per år. Även bränslestatistik från Clab visar att utav de mer än 3 miljoner stavar (i mer än 27000 bränsleelement), är mindre än 200 skadade, vilket motsvarar  $<0.007\%$ . Slutsatsen är att antagandet att 0.1% av bränslestavarna är skadade är mycket konservativt.

Vid uppdatering av SAR för svenska reaktorer i samband med effekthöjningar och moderniseringsprojekt har bränsleskadehistoriken i de svenska anläggningarna genomgått. Utgående från detta har följande nivåer valts:

- Konservativt fall (för dimensioneringsändamål): 1% av härdens stavar är skadade (s.k. pin-hole läckage). Detta värde är ytterst konservativt med beaktande av drifterfarenhet, men har behållits då det överensstämmer med det antagna läckage som anläggningarna ursprungligen dimensionerades för.
- Realistiskt fall, som används för uppskattning av aktivitetsproduktion och stråldoser: 0.01% av härdens stavar skadade. Resultterande aktivitetsfrigörelse har jämförts med hittillsvarande reaktordata, och även detta antagande är i allmänhet konservativt, men uppnås periodvis i reaktorerna.

Sambandet mellan effekthöjning och bränsleskadefrekvens diskuteras i en SSI-utredning (Bilic Zabrc et al, 2007). Sammanfattningsvis kan konstateras, att i de studerade fallen av effekthöjningar så noteras ingen signifikant ökning av frekvensen bränsleskador. Det synes vara andra faktorer som i högre grad styr bränsleskadefrekvensen (reaktorutformning, turbinutformning (BWR), vattenkemi, bränsleutformning). I branschen gör man stora ansträngningar att minska risken för bränsleskador, t.ex. genom införande av extra filter både i processledningar och på bränslet. Utgående från detta borde den konservatism som motiveras i Clink PSAR även kunna motiveras efter planerade effekthöjningar i reaktorerna.

2. *Uppskattning av sannolikhet för bränsleskada vid transport och hantering i Clab/Clink (sid. 29 och 31, SKB doc. 1205877)*

Ingen av mekanismerna för bränsleskador i reaktor är relevanta för transport och förvaring i Clab, och erfarenhet visar att risken för skador vid själva transporten är ytterst liten. Siffran som redovisas i SKBdoc 1205877, s 31 är 0.1%, dvs. samma antagande om antal skadade bränslestavar som antogs komma från kärnkraftverken. Däremot kan sekundära skador (till skillnad från de primära i reaktorn) ske. Vanligaste orsaken till dem är zirkoniumhydridbildning. Under drift i reaktorn sker korrosion av zirkaloy med vätgasbildning och runt 15% av vätet tas upp av metallen med zirkoniumhydridbildning som följd. Även om primärskador i reaktor pga. hydridbildning nästan är eliminerade, är sekundära skador orsakade av DHC (Delayed Hydride Cracking) möjliga. Dessa skador sker vanligtvis under temperaturtransienter (orsakade av radiell re-orientering av zirkoniumhydrid). En analys för att bedöma riskerna för kapslingskada i samband med nedkylning av transportbehållare i Clab (SKBdoc 1260940) visar att sannolikheten är liten.

3. *Risk för bränsleskada vid lagring i Clab på grund av kapslingsdegradering.*

I ansökan återfinns ingen referens till detta. SKB bedömer att risken för att bränsleskador ska uppstå under lagringstiden i Clab är väldigt liten. Korrosion av zirkaloy under de förhållanden som finns i Clab-bassängen är ytterst långsam (TR-10-46, SKB, 2010a), men mekanismer som DHC (Delayed Hydride Cracking) eller andra sekundära skador är möjliga. Re-orientering av hydridkristaller är en långsam process, som man inte kan utesluta under de långa tidsrymder som gäller för slutförvaring. Under den begränsade tidsperiod bränslet befinner sig i Clab är det däremot osannolikt att DHC skulle leda till kapslingskada. När en kapslingskada sker i Clab och radioaktiva fissionsgaser som Kr-85 släpps ut i atmosfären, ger dessa utslag i detektorn vid skorstenen. Det finns bara en känd skada med tillhörande förhöjd aktivitet och utsläpp i Clab (februari 2010), vilken är rapporterad till SSM (SKBdoc1266331).

#### (4) Beräkning av dosrat

Nedan följer svar till båda punkterna:

1. *Argumentet för hur de fall som SKB redovisat för beräkningar av dosrat (SKB doc. 1077122) är representativa för resultaten i inkapslingssimuleringen (SKB doc. 1221567) och hur fallen för beräkningarna av dosrat kan jämföras med de fall som används i beräkningar av aktivitetssinnehåll (SKB doc. 1221579).*
2. *Dosratberäkningar för fall med delvis fyllda kapslar.*

#### Dokumentbakgrund

Strålskärmsrapporten (SKB doc 1077122) är framtagen i syfte att presentera ett preliminärt underlag för maximal samt realistisk dosrat för ett antal kritiska fall vid hanteringen av kopparkapseln i slutförvarsanläggningen, under deponering. Dosraterna har använts till att bland annat uppskatta personodos, klassificering av rum och dimensioner av strålskärmslucka. Rapporten är indikativ och inte ett komplett underlag. Ett avsnitt (6.1.6) redovisar uppskattad dosrat till omgivande material, vilket är den enda kopplingen till säkerhetsredovisningen efter förslutning.

De två andra nämnda rapporterna, kapselsimuleringsrapporten (SKB doc 1221567) och aktivitetssinnehåll (SKB doc 1221579) har som syfte att stödja säkerhetsredovisningen efter förslutning.

Strålskärmsrapporten är den enda rapport av dessa som redovisar dosrater. Simuleringsrapporten presenterar ett optimerat schema för hur kapslarna skall fyllas med bränsleelement. Tre olika scenarier presenteras utifrån hur svensk kärnkraft kan komma att användas i framtiden.

Aktivitetssinnehållsrapporten redovisar aktivitetssinnehåll för en matris av bränsletyper och bränslehistorik, syftet med detta är att ge en förväntad fördelning av respektive kapsels aktivitetssinnehåll.

Rapporternas olika syften och att de delvis är framtagna i olika faser innebär att de skiljer sig åt något i detalj. Samtliga beräkningar baseras dock på samma beräkningspaket (Scale 5.1, inkl. Origen-S) och med samma databas för tvärsnitt och halveringstider (ENDF/B-V) vilket är en garanti för resultatens kvalitet. Dosberäkningarna har genomförts med väldokumenterade transportkoden MCNP, och utgår från datafiler erhållna från Scale/Origen. Notera att vad som är konservativt när analys genomförs utifrån ett syfte inte behöver vara konservativ för en annan analys.

#### Förtydliganden

De fem antagna kapselinnehållen i strålskärmsberäkningarna är valda baserat på tre konservativa fall för dosrat och två realistiska fall. De tre konservativa fallen är baseras på bränslen med för SKB extrema antaganden (60 MWd/kgU, initialanrikning 4.31 %) och en rimlig förväntad avklingning (konservativt avkortad, 30 år). Medvetet har kriteriet att bränslet i kapseln maximalt får ha en total resteffekt på 1700W överskridits. Motiv till detta är att dessa kapslar skall redovisa de maximala dosrater som kan uppstå runt kapseln, då inga restriktioner avseende var bränsleelement skall placeras i kapseln eller orienteringen av kapseln (radiellt) finns är ”dosratsblomman” som redovisas för en maximalfylld kapsel ett bra underlag för vidare strålskärmsutredningar. Som exempel kan

det i avsnitt 6.1.6 (SKB doc 1077122) utläsas att dosraten (till material) varierar mellan 180mGy/h och några få mGy/h, med ett medelvärde av 55mGy/h. Även om tre positioner i kapseln vore tomma kommer den maximala dosraten att vara mycket nära den ovan nämnda. Dessa tre konservativa fall är framtagna för att visa på robustheten och att SKB:s åtagande att kunna hantera bränsle med utbränning 60 MWd/kgU uppfylls avseende dosrat och kopparkapselns strålskärning.

De två påföljande fallen (4. resp. 5.) baseras på realistiska antagande av aktivitetsinnehåll baserat på uppskattade medelvärden av utbränning och mellanlagring (avklingningstid). I stort överensstämmer dessa med indata för scenario 1 i kapselsimuleringsrapporten, vilket beskriver det nu gällande antagandena avseende driften av det svenska kärnkraftsprogrammet.

Aktivitetsinnehållsrapporten, som togs fram efter det att strålskärmsrapporten klarställts, redovisar en matris av aktivitet beroende på utbränning och avklingningstid. Rapportens redovisning av ”medel” överensstämmer väl med strålskärmsrapportens två realistiska fall. Det är även detta fall som hänvisas till i ”Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository” (TR-10-13, avsnitt 2.2.1.; SKB, 2010b).

Avseende frågeställningen om dosratsberäkningar för fall med delvis fyllda kapslar är svaret att sådana beräkningar inte utförts. Sådana beräkningar har inte ansetts behövas då det i strålskärmsrapporten finns tre fall med extrema antagande avseende val av bränsleelement. Utifrån dessa kan slutsatsen dras att maximal dosrat bestäms av de ytterst placerade bränsleelementen och att antalet bränsleelement i respektive kapsel har begränsad betydelse för den maximala dosraten. Kriteriet för den termiska effekten begränsar hur många bränsleelement som kan placeras i varje kapsel.

#### Slutsatser

En näst intill oändlig mängd kombinationer med aktivitetsinnehåll i kopparkapseln kan resultera från bränsleelement i det svenska kärnkraftsprogrammet. Olika leverantörer av bränsleelement, bränslets historik och inte minst mellanlagringstiden medför att generalisering av bränslet och dess aktivitetsinnehåll måste ske. Beroende på syftet med analysen ifråga har olika antaganden gjorts, vilket resulterar i att olika typbränslen används i olika rapporter.

SKB använder sig av ett validerat och verifierat paket av beräkningsprogram för framtagande av aktivitetsinnehåll, termisk resteffekt m.fl. (Scale). För dosrater kopplas sedan partikeltransport programmet (MCNP) till resultaten erhållna från Scale.

I avsnittet ovan ges en övergripande beskrivning på hur olika fall och scenarier är valda för respektive analys, kopplingen mellan analyserna har även förtydligats. Viss diskrepans mellan ingångsvärden finns och är resultat av att analyserna har skett vid olika tider. Dessa diskrepanser bedöms dock vara mindre än övriga osäkerheter orsakade av generaliseringen till ett eller flera typbränslen samt osäkerheter om kärnkraftverkens framtida driftsbetingelser.

Bedömningen är att en mycket bra uppskattning av aktivitetsinnehåll och därmed dosrater, termiskeffekt m.m. finns och redovisats för respektive ändamål och i de ovan nämnda rapporterna.

**(5) Beräkningar av resteffekt**

1. *Redovisning av resteffektfördelning i delvis fyllda kapslar, utöver den redovisning som har tagits fram för resteffekt på enskilda bränsleelement (SKB doc. 1179234)*  
Beräkning av resteffekt för delvis fyllda kapslar redovisas även i SKBdoc id 1221579, avsnitt 4.5. Den där redovisade analysen syftar till att säkerställa uppfyllandet av kravet på maxeffekt om 1700 W.
2. *Beräkningar av temperaturutveckling i och runt kapslar med ojämn resteffektfördelning på grund av att kapslarna är delvis fyllda.*  
Beräkning av temperaturutveckling i och runt delvis fyllda kapslar har inte gjorts och finns därmed inte redovisade. Med tanke på den mycket goda värmeledningen i kapselmaterialet har bedömningen gjorts att genomförda beräkningar med fyllda kapslar ger tillräckligt underlag för att kunna värdera värmeutvecklingen i bufferten. Den metodik som använts för de dimensionerande analyser som gjorts för att säkerställa att bentonitens temperatur inte kommer över den maximalt tillåtna 100°C redovisas i rapport R-09-04 (Hökmark et al, 2009). Som framgår av kapitel 3, sid 25 i denna rapport görs bedömningen att ”The bottom and top parts of the canister surface have somewhat lower temperatures than the mid-height surface. Because of the high copper thermal conductivity the difference  $\Delta T_c$  will be small.” I samma rapport sidan 38 anges att “The heat generation distribution assumed in the models pictured in Figure 3-14 and Figure 3-15 is based on burn-up models for BWR fuel assemblies. PWR fuel assemblies will have a slightly different burn-up distribution. This will give 0.1–0.2°C in excess of the model results”. En bedömning kan göras att inverkan av ojämn resteffektfördelning på grund av delvis fyllda kapslar har en motsvarande begränsad inverkan.

Med vänlig hälsning

**Svensk Kärnbränslehantering AB**  
Kärnbränsleprogrammet

Helene Åhsberg  
Projektledare Tillståndsprövning

## REFERENSER

- Anderson, T. 2003.** Fuel failure mitigation at the Ringhals plant, In: IAEA (ed) IAEA-TECDOC-1345, Fuel failure in water reactors: causes and mitigation, IAEA, Vienna. pp. 123-133.
- Bilic Zabrc, T. , Tomic, B., Lundgren, K. Sjöberg, M., 2007.** Inquiry into the radiological consequences of power uprates at light-water reactors worldwide, SSI rapport 2007:7, Statens strålskyddsinstitut, Stockholm.
- Cui, D., Ekeroth, E. , Fors, P. Spahiu, K., 2008.** Surface mediated processes in the interaction of spent fuel or  $\alpha$ -doped UO<sub>2</sub> with H<sub>2</sub>, MRS Symp. Proc. Vol. 1104, pp 87-99.
- Ekeroth, E. Low, J. Zwicky H-U, and Spahiu, K., 2009.** Corrosion studies with high burnup LWR fuel in simulated groundwater, Mat Res Soc Symp. Proc Vol. 1124, Q02-07.
- Hökmark, H. Lönnqvist, M. Kristensson, O., Sundberg, J. Hellström, G., 2009.** Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel. SKB R-09-04, Svensk Kärnbränslehantering AB.
- IAEA, 2003.** Fuel failure in water reactors: causes and mitigation, IAEA-TECDOC-1345, IAEA, Vienna.
- Johnson, L., Günther-Leopold, I., Kobler Waldis, J. Linder, H.P., Low, J. Cui, D., Ekeroth, E. Spahiu, K. Evins, L.Z. 2012.** Rapid aqueous release of fission products from high burn-up LWR fuel: Experimental results and correlations with fission gas release, J. Nucl. Materials 420, 54-62.
- Leenaers, A, Sannen, L S., Van den Berghe, S, M. Verwerft, M, 2003.** Oxidation of spent UO<sub>2</sub> fuel stored in moist environment, J. Nucl. Mater. 317, 226-233.
- Olander, D., 2009.** Nuclear fuels-present and future, J. Nucl. Materials, 389, 1-22.
- SKB, 2006.** Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Can, SKB TR-06-22, Svensk Kärnbränslehantering AB.
- SKB, 2009.** Design premises for a KBS-3V repository based on results from the safety assessment SR-Can and some subsequent analyses. SKB TR-09-22, Svensk Kärnbränslehantering AB.
- SKB, 2010a .** Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site, SKB TR-10-46, Svensk Kärnbränslehantering AB
- SKB, 2010b.** Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository. SKB TR-10-13, Svensk Kärnbränslehantering AB.

### *Opublicerade dokument*

SKBdoc nr, version	Titel	Utgivare, år
1333208, version 2.0.	Inre övertryck i kapseln	SKB, 2012.
1333256, version 2.0.	Komplettering ang. kapselredovisning	SKB, 2012.
1205877, version 2.0.	Clink PSAR Allmän del Kapitel 6 – Radioaktiva ämnen i anläggningen	SKB, 2009.
1260940, version 1.0.	Nedkyllning av TN17 på Clab	SKB, 2010.
1266331, version 3.0.	Clab-Utsläppsrapport för 2010 - Utsläpp av radioaktiva ämnen	SKB, 2011.
1077122, version 2.0.	Strålskärmsberäkningar för kopparkapslar innehållande BWR, MOX och PWR bränsleelement, ALARA 07-0014R- Rev1-Final-091119	SKB, 2011.
1221567, version 2.0.	Simulering av inkapsling av använt kärnbränsle för slutförvaring i KBS-3-förvar	SKB, 2010.
1221579, version 2.0.	Aktivitetens innehåll i kapslar för slutförvar	SKB, 2010.