



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Jitka Zakova

2017:21

Neutronfluensberäkningar för
surveillance provning

SSM perspektiv

Sammanfattning

Bestrålning av reaktortankens material med snabba neutroner leder till förändringar i materialets egenskaper så att det försprödas. De förändrade materialegenskaperna utgör en av de viktigaste orsakerna till att reaktortankens livslängd är begränsad. Att kunna beräkna det totala neutronflödet som reaktortanken erhåller under kärnkraftverkets livstid är därmed viktigt för att kunna uppskatta materialets tillstånd, vilket i sin tur är en nyckelfaktor för en lång driftsäkerhet.

Föreliggande dokument som är baserat på en litteraturstudie beskriver hur beräkningsmetoder för neutronfluenser utvecklats genom åren. Kapitel 2 ger en generell bakgrund kring surveillance program och neutronfluensberäkningar med avseende på reaktormaterialets beständighet. Kapitel 3 beskriver hur metodiken har utvecklats över tid. Kapitel 4 beskriver ett typiskt arbetsflöde vid moderna neutronfluensberäkningar. Kapitel 5 beskriver de viktigaste osäkerhetskällorna kopplade till beräkningarna och kapitel 6 behandlar noggrannheten man kan förvänta sig med nuvarande beräkningsmetoder.

Bakgrund

Alla svenska reaktorer har sedan starten utrustats med så kallade surveillance program. Surveillance program innebär att provstavar har placerats i tanken mellan härden och reaktortankväggen. Syftet med provstavarna är att mäta och förutsäga reaktortankmaterialets försprödning orsakad av neutronbestrålning. Provstavarna erhåller en något högre neutronbestrålning (fluens) jämfört med reaktortankväggen och således kommer provstavarna att försprödas snabbare jämfört med reaktortanken. En viktig del i analyserna förutom att mäta de mekaniska egenskaperna hos provstavarna är också att beräkna fluensen för reaktortanken och för de installerade provstavarna. Beräkningarna korreleras mot dosmonitorer som installerats i tanken tillsammans med provstavarna. Ibland används även externa dosimetrar som placeras på utsidan av tanken. Det har visat sig att resultaten av de fluensberäkningar som gjordes vid starten av verken inte överensstämmer med resultat från de metoder för fluensberäkningar som används idag. Det finns således ett behov av att sammanfatta utvecklingen av de metoder som används för fluensberäkningar vid utvärdering av surveillance prover. Rapporten ska översiktligt dokumentera de olika metoder som har används för att beräkna neutronfluenser genom åren sedan verken byggdes. En viktig del är också att peka på osäkerheter i beräkningarna samt att uppskatta noggrannheten i de analyser som utförs idag.

Syfte

Syftet med arbetet är att ge en översiktlig introduktion till området neutronfluensberäkningar av reaktortankar där viktiga parametrar lyfts fram som påverkar resultat och noggrannheten i analyserna.

Resultat

Rapporten beskriver utvecklingen av neutronfluensberäkningar från 1980-talets en-dimensionella (1D) punktvisa uppskattningar via två-dimensionella (2D) homogena modeller till dagens detaljerade tre-dimensionella (3D) modeller som beräknar neutronfältet i radiell, axiell och i omkrets led för reaktortanken. Idag används

två metoder för neutronfluensberäkningar, deterministiska och stokastiska beräkningsmetoder. Detaljerade 3D modeller beräkningarna tar lång tid, ibland dagar. För att korta beräkningstiden utnyttjas både symmetrier i modellen och olika typer av numeriska metoder, dessa måste dock valideras innan de kan användas.

Beräkningsmodellen bör också valideras mot mätningar av neutronfluensen med dosmonitorer. Det är då viktigt att ta hänsyn till potentiella fel i mätprocessen och osäkerhet i positionering av dosmonitorn i reaktortanken. Rapporten pekar också på vikten att analyserna utnyttjar de senaste uppskattningarna av tvärsnittsdata då det pågår en ständig utveckling inom området.

Med dagens metoder bör det vara möjligt att utföra beräkningar med en noggrannhet som är bättre än 20%.

Rapporten listar osäkerhetskällor i olika delar av neutronfluensberäkningen samt ger förslag på åtgärder för att minimera deras inverkan på resultatet.

Projektinformation

Kontaktperson: Peter Ekström

Referens: SSM2016-3859



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Jitka Zakova
Studsvik Nuclear AB

2017:21

Neutronfluensberäkningar för surveillance provning

Denna rapport har tagits fram på uppdrag av Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM. De slutsatser och synpunkter som presenteras i rapporten är författarens/författarnas och överensstämmer inte nödvändigtvis med SSM:s.

Neutronfluensberäkningar för surveillance provning

Innehåll

1. Introduktion	2
2. Bakgrund	3
3. Utveckling av neutronfluensberäkningar	6
3.1. Beräkningar av relativa fluxnivåer	6
3.2. Första beräkningar av absoluta fluxnivåer	8
3.3. Moderna beräkningar	10
3.3.1. Deterministiska och stokastiska beräkningsmetoder	11
4. Arbetsflöde vid neutronfluensberäkningar	13
4.1. Insamling av indata.....	13
4.1.1. Geometriska och materialdata	13
4.1.2. Driftdata	14
4.2. Beräkning av neutronflöde som lämnar härden	15
4.3. Beräkning av neutronflöde utanför härden.....	15
4.4. Kvalificering av beräkningsmetod.....	16
4.4.1. Beräkningsbenchmark.....	17
4.4.2. Jämförelse mot mätresultat	17
Neutrondetektorer	17
Prover direkt från reaktortanken och interndelar	18
Neutronspektrum	18
5. Osäkerhetskällor i neutronfluensberäkningar	19
5.1.1. Grundläggande tvärsnittsdata	19
5.1.2. Geometriska data	21
5.1.3. Materialsammanställning inklusive orenheter	22
5.1.4. Utbränning och neutronspektra	22
5.1.5. Fel i beräkningsmetoden	22
5.1.6. Extrapolering av kommande drift.....	23
6. Precision och validering	24
7. Sammanfattning	26
8. Referenser	29

1. Introduktion

Bestrålning av reaktortankens material med snabba neutroner leder till materialförsprödning vilket utgör en av de viktigaste orsakerna till att reaktortankens livslängd är begränsad. Att kunna beräkna det totala neutronflödet som reaktortanken erhåller under kärnkraftverkets livstid är därmed viktigt för att kunna uppskatta materialets tillstånd, vilket i sin tur är en nyckelfaktor för en lång driftsäkerhet.

Föreliggande dokument som är baserat på en litteraturstudie beskriver hur beräkningsmetoder för neutronfluenser utvecklats genom åren. Kapitel 2 ger en generell bakgrund kring surveillance program och neutronfluensberäkningar med avseende på reaktormaterialets beständighet. Kapitel 3 beskriver hur metodiken har utvecklats över tid. Kapitel 4 beskriver ett typiskt arbetsflöde vid moderna neutronfluensberäkningar. Kapitel 5 beskriver de viktigaste osäkerhetskällorna kopplade till beräkningarna och kapitel 6 behandlar noggrannheten man kan förvänta sig med nuvarande beräkningsmetoder.

2. Bakgrund

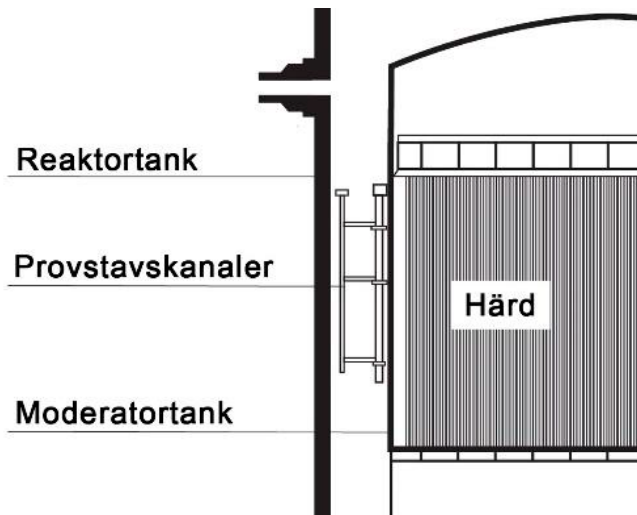
De flesta av världens kommersiella kärnkraftsreaktorer, och alla svenska reaktorer, byggdes och driftsattes under 1970 och 1980-talen. Under den tiden uppskattade man att reaktorerna kommer att ersättas med nybyggda reaktorer efter ca 30-40 år, vilket låg till grund för den då förväntade driftstiden. Idag är uppfattningen att reaktorerna kan vara i drift betydligt längre och i samband med detta är det viktigt att kunna bevisa att alla kärnkraftverkets delar kan garanteras en fortsatt säker drift.

Reaktortanken betraktas som en ej-utbytbar del av ett kärnkraftverk som kan begränsa verkets livslängd. Som alla komponenter i anläggningen, är även reaktortanken föremål för åldring. Åldring definieras som en kontinuerlig tidsberoende förändring av materialet som en följd av normala driftförhållanden. I reaktortankens fall är den viktigaste åldringmekanismen materialförsprödning på grund av neutronbestrålning.

Bestrålningen orsakar utstötning av atomer ur deras gitterposition, heliumproduktion, och transmutationer av materialets atomer. Förändringar i materialets struktur leder till att det uppstår områden med högre och lägre atomdensitet, så kallade interstitialer och vakanser, som i sin tur leder till att segheten i materialet reduceras. Den reducerade segheten betyder att omslaget mellan segt och sprött beteende hos materialet förskjuts till högre temperatur. På sikt kan de förändrade materialegenskaperna äventyra reaktorns säkra drift.

Omfattning av bestrålningseffekterna på materialet beror på neutronenergin och bestrålningstemperatur. Högre neutronenergi kan innebära att det är lägre sannolikhet att en atom stöts ur sin gitterposition men om utstötning av en atom sker kan effekten bli större. Bestrålningstemperaturen påverkar graden av diffusion av interstitialer och vakanser. En högre bestrålningstemperatur leder till en högre diffusionshastighet och högre sannolikhet att interstitialer och vakanser rekombineras, vilket minskar effekten av neutronbestrålning.

Försprödning av reaktortanken orsakad av neutronbestrålningen från härden är ett fenomen som identifierades redan under kärnreaktorernas tidiga utveckling. Eftersom materialprovning av själva reaktortanken inte kan göras i något större omfattning, är det viktigt att det finns andra metoder att bedöma reaktortankmaterialets skick. Redan på 60-talet fanns rekommendationer från amerikanska myndigheter om att varje ny reaktor skulle utrustas med provkanaler innehållande provstavar av konstruktionsmaterial, bland annat från reaktortankens material. Provstavarna tas ut med jämna mellanrum under reaktorns drifttid och testas enligt en förskriven procedur. Detta ingår i så kallade surveillance program. Figur 1 visar ett exempel på hur en provstavsbehållare kan placeras i en reaktor.



Figur 1: Exempel på placering av provstavskanaler med materialprover och neutrondetektorer i en BWR.

Rekommendationer om hur man designar en surveillance program för en reaktortank finns sammanfattade i den amerikanska standarden ASTM E185. Den första versionen av standarden kom ut 1961 [1]. Ett motsvarande surveillance program tillämpades på alla svenska reaktorer vid uppstart.

Mekaniska prover på konstruktionsmaterial visar hur materialets egenskaper har påverkats av strålning. För att kunna korrelera de uppmätta förändringarna med erhållen stråldos, måste man bestämma det totala neutronflödet som materialproverna har erhållit. Denna uppskattning görs genom en kombination av beräkningar och mätningar med neutronflödesdetektorer. Detektorer kan vara placerade i provstavsbehållaren tillsammans med materialprover eller på annat ställe i reaktorn. De kan även finnas utanför reaktortanken för så kallad "ex-vessel neutron dosimetry".

Det dröjde några år innan man började analysera de första bestrålade provstavarna och rekommendationer om neutronfluensberäkningar, motsvarande de för materialprover, kom först 1989. Den amerikanska standard som beskriver neutronfluensberäkningar är ASTM E482 [2] och ASTM E94 [3]. Metodik för neutronfluensberäkningar som utgår från standarden beskrivs i Regulatory Guide 1.190 [4]. Dessa standarder för neutronfluensberäkningar tillämpas i Sverige.

I rapporten förekommer det ett antal uttryck som förklaras nedan.

- Neutronflöde [n/s] - antal neutroner som passerar en yta per sekund
- Neutronflux [n/(cm² s)] – antal neutroner som passerar 1 cm² yta per sekund
- Neutronfluens [n/(cm²)] – ackumulerat antal neutroner som träffade 1 cm² yta under bestrålningsstid
- Neutronspektrum [n/energigrupp] – energin hos neutronerna
- Snabba neutroner – neutroner med energi över 1 MeV*
- Termiska neutroner – neutroner med låga energier. Neutronerna är i termisk jämvikt med omgivningen
- Epitermiska neutroner – neutroner med energier mellan termiska och snabba neutroner

- Materialprover – bitar av konstruktionsmaterial som sätts i reaktortanken för bestrålning och påföljande mekanisk provning
- Detektorer, neutronmonitorer, mätfolier – Material som fångar neutroner, blir aktiverad och i påföljande mätningar möjliggör rekonstruktion av neutronflödet
- Utbränning av material – materialets atomer fångar neutroner och undergår en klyvning eller transmutation till ett annat material. Det ursprungliga materialet konsumeras.
- Tvärsnitt - mått på sannolikheten för en reaktion mellan neutroner och materialet.
- Mikroskopiskt tvärsnitt – ett effektivt område som används till att kvantifiera sannolikhet för en kärnreaktion. Enheten är ”barn”. 1 barn motsvarar 10^{-28} m^2
- Makroskopiskt tvärsnitt – är mikroskopiskt tvärsnitt för ett material multiplicerad med antal kärnor av det materialet.
- Beräkningsmask – ett gitter som man lägger över ett modellområde där man vill lösa differentialekvationer

* Uppdelningen av neutroner i energigrupperna termiska, epitermiska och snabba neutroner sker inte vid några konkreta energivärden, utan den bestäms beroende på den aktuella användningen. I samband med surveillance program i svenska reaktorer brukar man definiera snabba neutroner som neutroner med energi högre än 1 MeV. I länder med VVER reaktorer använder man istället värdet 0.5 MeV [5] vilket beror på att material-sammansättningen skiljer sig mot svenska PWR och BWR och att energitröskel för neutroninteraktioner med materialet är något lägre.

3. Utveckling av neutronfluensberäkningar

3.1. Beräkningar av relativa fluxnivåer

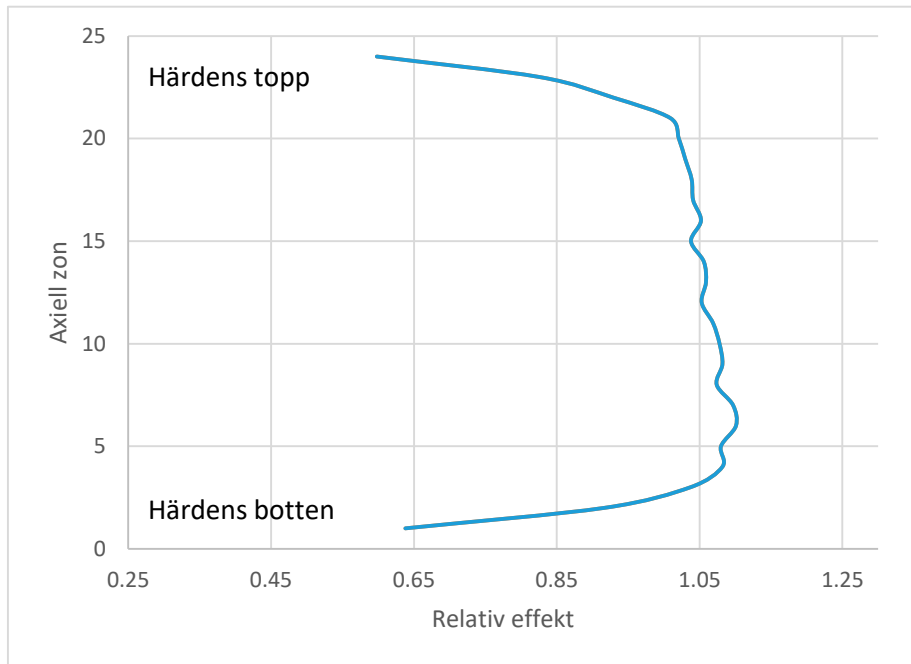
I vissa av de första beräkningarna i surveillance programmen räknade man inte på absoluta neutronfluensvärden utan fokuserade på att bestämma förhållandet mellan neutronfluens på materialproverna och på de mest utsatta delarna av reaktortanken, så kallad "lead factor". Nackdel med en sådan beräkning är att man inte har möjlighet att verifiera de beräknade värdena med de uppmätta eftersom de uppmätta fluxnivåer används som utgångspunkt.

Beräkningar av relativa fluxnivåer hade två huvudmoment. Först, från ett beräknat eller standardiserat neutronspektrum och uppmätt strålning från neutrontektorer härledde man neutronfluensen i detektorns position. Eftersom detektorerna ofta var placerade i provstavskanaler, användes den beräknade fluensen också för att evaluera materialprover, d.v.s. uppskatta förhållandet mellan påverkan på materialet och erhållen strålningsdos. Därefter använde man ett en eller två-dimensionellt beräkningsprogram för att propagera den uppmätta neutronfluensen till olika positioner i reaktortanksväggen. På den tiden – från slutet av 70-talet till början av 90-talet, uppskattade olika källor att kvoten mellan neutronfluens i en provstavskanal och neutronfluens i den mest utsatta punkten i reaktortanksväggen, lead factor, var ungefär 2 för både PWR och BWR [6, 7].

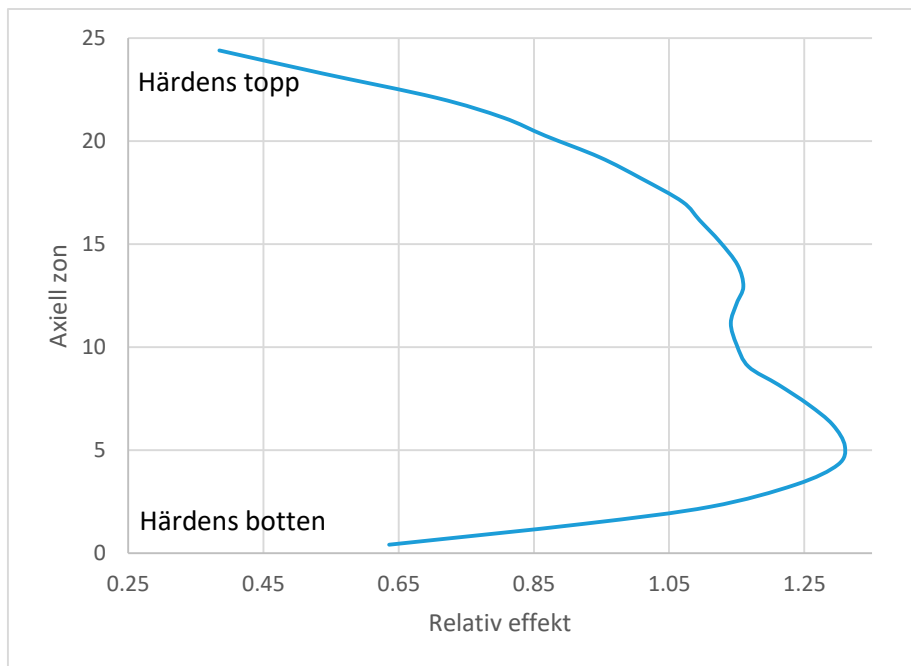
I själva beräkningarna fanns det flera viktiga osäkerhetskällor som var karakteristiska för den tiden. Man använde till exempel ofta ett standardiserat neutronspektrum för lättvattenreaktorer alternativt ett spektrum beräknat med ett endimensionellt program för att beräkna aktiveringstvärnsnitt som inte tog hänsyn till härdens kantiga form, radiell och axiell effektfördelning eller den varierande vattendensiteten. Man försummade även provstavens geometri och neutronflödets variation i olika punkter på provstaven.

Förutom osäkerheter i beräkningsmetoder, geometri och driftdata fanns det osäkerheter i grundläggande tvärsnittsdata för olika konstruktionsmaterial. Dessa osäkerheter låg på mellan 10 och 20 % beroende på nuklid. Det resulterande totala felet i aktiveringstvärnsnitt uppskattades till minst 20 %. Osäkerhet i andra delar av beräkningarna – uppskattning av relation mellan neutronflödet i provstavs- (detektor-) positionen och i olika punkter i tanken uppskattades till ytterligare 10-20 %. Bidraget från osäkerheten i axiell fluxprofil uppskattades till 5 % för en PWR [6] men kan ha varit ännu större för BWR på grund av den axiellt varierande vattendensiteten. Figur 2 visar exempel på axiell effektpofil i en PWR-härd medan Figur 3 visar axiell effektpofil i en BWR.

I två dimensionella beräkningar utgjorde beräkningskapaciteten en begränsning på hur detaljerad beräkningsmask det gick att använda och hur många energigrupper man kunde räkna med. Programmen uppvisade även numeriska problem med konvergens, och lagring av stora mängder av beräkningsdata innebar också en utmaning [6].



Figur 2: Axiell effektprofil i PWR.



Figur 3: Axiell effektprofil i BWR [8].

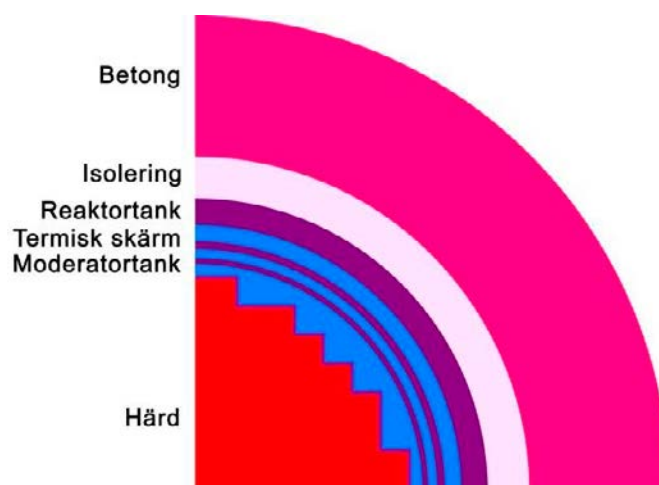
3.2. Första beräkningar av absoluta fluxnivåer

Redan på slutet av 70-talet gjorde man beräkningar av absoluta fluxnivåer - alltså flux från härden till reaktortankväggen och använde data från neutrondetektorer för att validera de beräknade resultaten.

I dåtidens programvaror var man ofta tvungen att välja mellan en cylindrisk eller en rektangulär representation av reaktorns geometri, vilken då applicerades på alla modellerade delar. Man fick därmed välja mellan att representera den rektangulära härden som en cylinder eller den cylindriska reaktortankväggen som en rektangel. Regulatory Guide 1.190 [4] rekommenderar i sådana fall att använda cylindergeometri, men det kan vara intressant att veta att även beräkningar med rektangulär geometri utfördes och även dessa resultat stämde bra överens med värden uppmätta i detektorerna [9]. Oavsett om man valde en cylindrisk eller en rektangulär geometri, kunde man inte beskriva i omkretsled ojämnheter i neutronflöde till reaktortankväggen som uppstår på grund av att vissa bränsleelement sitter närmare tankväggen än andra. Ojämnheter i omkretsled blir särskilt uppenbara i en härd med stora bränsleelement, så som PWR, se Figur 4.

Ett annat fenomen som starkt påverkar neutronflödet till reaktortanken är effekten i den yttersta raden av bränsleelement. Detta beror på att de snabba neutronernas fria medelväglängd i härden är ca 20 cm vilket innebär att det i princip bara är neutroner från randpatroner som kan nå reaktortankväggen. När det blev bekräftat att bestrålning påverkar reaktortankens material, började kärnkraftverk sätta de högst utbrända patronerna i randpositioner för att minska dosraten till reaktortanken. För att kunna särbehandla randpatronerna i en beräkningsmodell representerades härdregionen som två homogena områden, en representerade randpatroner och den andra resten av härden, se Figur 5. Att modellera härden som två koncentriska cirklar var möjligt och användes redan i de tidiga beräkningsprogrammen. Senare program tillåter en mer exakt modellering av härdens ojämna form i 2D som i Figur 6.

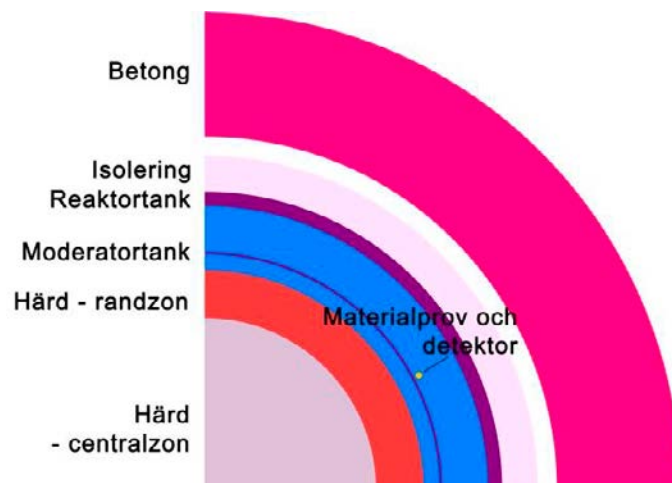
Enligt en uppskattning från slutet av 70-talet var osäkerheten i de första beräkningarna av absoluta fluxnivåer minst 30 % [6].



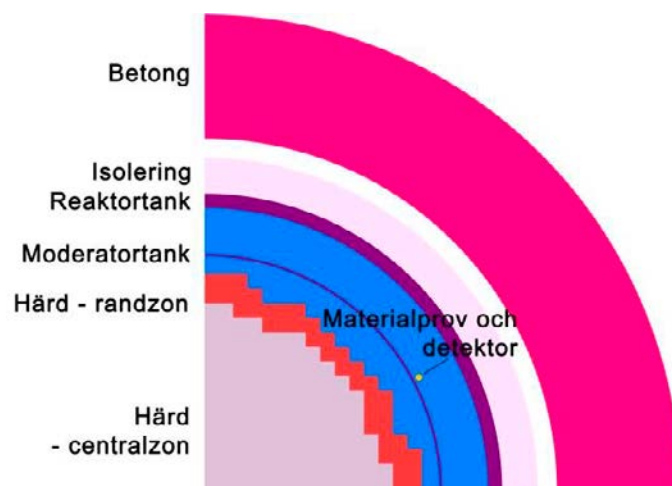
Figur 4: Den ojämna härdranden i en PWR.

När beräkningsmetoder eller kunskaper om systemet bedöms som otillräckliga är det en etablerad vana att ersätta de bristande bitarna i beräkningarna med konservativa antaganden. De beräknade resultaten överskattar då de verkliga värdena i syfte att representera "det värsta scenariot". I samband med neutronfluensberäkningar är det viktigt att inse att om man använder en högre neutronfluens för utvärdering av materialprover än den erhållna neutronfluensen, blir korrelation mellan dos och påverkan på materialet icke-konservativ. Genom att korrelera påverkan på materialet till en högre dos underskattas neutronbestrålningens förmåga att påverka material.

Det är intressant att notera att på grund av låga neutronfluenser präglades även de första materialtesterna av stora relativa osäkerheter. Detta eftersom skillnaden mellan bestrålat och icke-bestrålat material var liten [10].



Figur 5: Förenklad 2D modell. Härden representeras som cirklar.

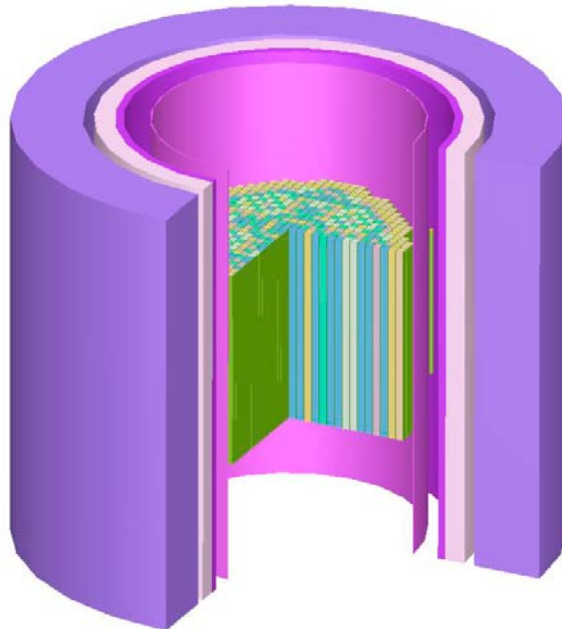


Figur 6: Härdmodell med homogena, kvadratiska bränsleelement.

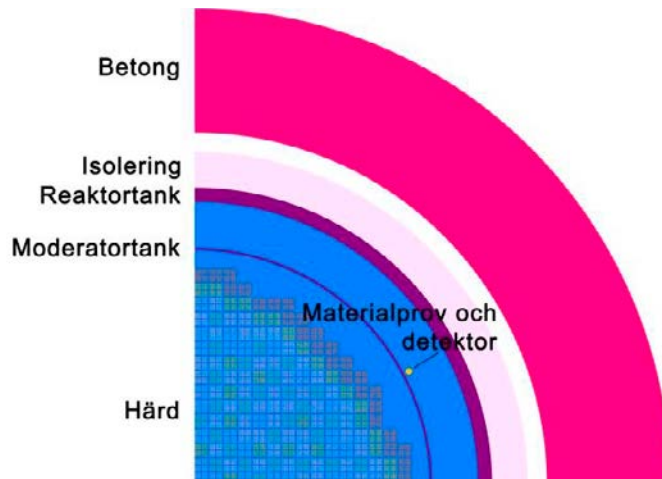
3.3. Moderna beräkningar

Nuförtiden kan man beräkna absoluta flödesnivåer i ett godtyckligt antal punkter på reaktortankväggen, och flödesnivåerna uppmätta i detektorpositionerna används i validerings-syfte. Ibland saknas detektorer i vissa provstavskanaler eller så har detektormaterialen blivit mättade. I de fallen används den beräknade fluensen även för att bestämma förhållandet mellan påverkan på materialprover och erhållen strålningsdos. Beräkningen av provstavarnas dos sker då utan möjligheten att validera resultatet mot en detektormätning.

Moderna beräkningsmetoder tillåter en detaljerad 3-dimensionell representation av reaktorns härd, interna delar och reaktortanken, se Figur 7. Bränslet kan modelleras med detaljer på pinnivå, Figur 8. Begränsningar på modellernas komplexitet ställs av tillgängliga data för de modellerade systemet, tiden tillgänglig för modellutveckling och framförallt av beräkningstider som i 3 dimensioner kan bli omfattande. Att utföra en neutronfluensberäkning med en detaljerad geometri kan ta flera dagar beroende på den tillgängliga beräkningskapaciteten.



Figur 7: 3D modell av en BWR. Vattnet är borttaget från modellen för bättre synlighet.



Figur 8: Detaljerad modell av en reaktorhärd. Bränsle kan modelleras i detalj.

3.3.1. Deterministiska och stokastiska beräkningsmetoder

Det finns två, principiellt olika, typer av beräkningsmetoder som kan användas för neutronfluensberäkningar.

Första typen tar fram en beskrivning av neutronfältet genom att lösa neutrontransportekvationen som ett system av differentiella ekvationer. Dessa metoder kallas deterministiska metoder. Programmen löser ekvationerna på en beräkningsmask som för så stora system som en hel reaktor behöver vara både stora och tillräckligt detaljerade för att uppnå en konvergerande lösning. Generellt behöver man välja en maskstorlek som fångar både systemets geometri och neutronsältets förändringar. Detta innebär en maskstorlek i centimeterskala utanför härden och ännu mer detaljerad in i härden. En modell på en fjärdedel av en BWR-reaktor som är ungefär 9 m hög och 4 m i radie kan då ha flera miljoner noder.

Den andra typen av beräkningsmetoder är de stokastiska (Monte Carlo) metoderna. Dessa metoder simulerar ett stort antal partiklar vilka skickas ut i systemet som beskrivs med hjälp av probabilistiska funktioner. Partiklarnas beteende registreras och om man registrerar ett statistiskt signifikant antal partiklar med en vis beteende, kan man dra slutsatser om systemet. För att beskriva en hel reaktor genom att simulera neutronernas beteende krävs en simulering av många miljoner neutroner. Dessutom, när man kommer längre bort från härden minskar neutronflödet dramatiskt och även om man börjar beräkningen med många partiklar, kan det ta väldigt långt tid innan man registrerar ett statistiskt signifikant antal partiklar vid reaktortankväggen. För att åstakomma förändringar på reaktortankens material är det dessutom bara neutroner med energier över 1 MeV som är relevanta, detta minskar ytterligare bidraget till ett statistiskt säkert resultat. I praktiken brukar man använda olika metoder för att snabba upp beräkningarna. Sådana metoder är känsliga för korrekt implementering och måste valideras innan de kan användas.

Både i deterministiska och stokastiska beräkningar brukar man utnyttja reaktorns symmetri och simulera 1/4 eller 1/8 av härden för att effektivt minska problemets storlek.

Rekommendationer om neutronfluensberäkningar med både deterministiska och stokastiska programvaror finns sammanfattade i Regulatory Guide 1.190 [4].

4. Arbetsflöde vid neutronfluensberäkningar

Moderna neutronfluensberäkningar har typiskt följande viktiga huvuddelar:

- Insamling av geometriska och materialdata
- Härdmodellering, driftsimulering och beräkning av det neutronflödet som lämnar härden
- Propagering av neutronflöde från härdkanten till reaktortankväggen
- Kvalificering av beräkningsmetod
- Jämförelse med mätresultat i detektorpositioner

Det viktigaste resultatet, med hänseende på materialförändringar, är flödet av snabba neutroner (neutroner med energi över 1 MeV). För evaluering av detektormätningarna är dock även andra energigrupper av intresse.

4.1. Insamling av indata

4.1.1. Geometriska och materialdata

Geometriska data omfattar information om geometri av tryckkärlet, härden, interndelar, dimensioner och placeringen av bränslepatroner, dellånga stavar, skärmning, moderator-tank, isolering, betong, positioner av detektorer och prover samt temperaturfördelning i alla delar. Uppgifterna brukar i största möjliga utsträckning grundas på anläggningsspecifika dimensioner.

Variationer i vissa geometriska data kan ha stor påverkan på resultaten. Exempelvis kan några centimeters ändring i placering av en detektor i ett område med en stor neutronflödesgradient ändra resultatet med några tiotals procent [11]. Det är därmed viktigt att beakta alla provstavs- och detektorpositioner i beräkningarna med tillräckligt stor noggrannhet.

Eftersom de bränslepatroner som sitter närmast härdkanten bidrar mest till neutronfluensen till reaktortanken, är det viktigt att uppskatta effektgradienter i dessa randpatroner. Regulatory Guide 1.190 rekommenderar att modellera randpatroner i detalj, inklusive individuella bränslestavar [4]. Detta kräver detaljerad information om både nuvarande och historisk bränsleledesign.

Vid insamling av materialdata brukar fokus ligga på nuklider som har stor påverkan på neutronflödet, så som vatten, järn och kobolt. Det kan vara en utmaning att få exakta "as built" materialsammansättningar för ursprungliga material eller material som tidigt sats in i reaktor eftersom den äldre dokumentationen, i det här avseendet, ofta är bristfällig. Detta gäller särskilt för spårämnen som är att betrakta så som orenheter i materialet.

Där det saknas anläggningsspecifika uppgifter, måste nominella dimensioner och kompositioner användas. För att bedöma påverkan av indata på resultaten, rekommenderar Regulatory Guide 1.190 [4] att utföra en känslighetsanalys.

4.1.2. Driftdata

Driftdata är nödvändiga för att beskriva utvecklingen av neutronflödet i tiden. Driftdata som behövs för neutronfluensberäkningar omfattar huvudsakligen effektnivåer och deras förändring. Detta gäller både långsamma förändringar och abrupta effektsänkningar eller effekthöjningar, härdladdningsschema och dess förändringar, och information om införande av nya bränsletyper.

Hur lång drifthistorik som måste simuleras beror på syftet med beräkningarna. För att till exempel uppskatta den totala neutronfluensen som ett materialprov upplevt, måste beräkningen omfatta hela provstavens bestrålningshistorik. För att beräkna den totala neutronfluensen som en reaktortank erhåller under kärnkraftverkets drifttid måste dessutom framtida drift extrapoleras.

Härdladdningsschemat har stor påverkan på neutronfluensen till reaktortanken. En övergång till ett nytt laddningsschema kan vara snabbt eller det kan ske under flera cyklar. När de första kärnkraftverken startades, placerades ofta högeffektbränsle (färskt bränsle) vid härdens kant för att kompensera för effektförlusten som följer av bränslets utbränning, och för att uppnå en jämn effektprofil. Detta ledde till hög strålbeklastning på reaktortanken. Man övergick tidigt till laddningsscheman som gör det motsatta och satte lågeffektbränslen i randpositioner i härdens gitter. Ett härdladdningsschema med lågeffektbränsle i härdens periferi präglas av lågt läckage av neutroner och det kallas därmed ett lågläckage-laddningsschema. Övergång till lågläckage-laddningsscheman skedde på svenska kärnkraftverk under 80-talet. Numera använder man till och med särskilda bränsleelement i randpositioner som delvis består av reflektorstavar för att ytterligare minska neutronfluens till reaktortanken [12].

Förutom det ovannämnda kan den snabba neutronfluensen även påverkas av ökande utbränningsnivåer eller ändrad anrikning i bränslet eftersom dessa påverkar neutronspektrum.

Tabell 1: Exempel på drifthistorik, indata till neutronfluensberäkningar.

Cykel nummer	Drifttyp	Relativ effekt	Dagar
.	.	.	.
.	.	.	.
.	.	.	.
C7	Normal drift	95 %	265
	Coast Down	88 %	54
	Outage	0 %	45
C8	Normal drift	87 %	259
	Coast Down	83 %	57
	Outage	0 %	39
C9	Normal drift	62 %	296
	Coast Down	98 %	20
	Outage	0 %	72
.	.	.	.
.	.	.	.
.	.	.	.

4.2. Beräkning av neutronflöde som lämnar härden

Neutronerna som lämnar härden karakteriseras av sin energi (spektrum), riktning och täthet. Beräkning av neutronflödet som lämnar härden, eller neutronkällterm som det också kallas, börjar med modellering av bränsle och interndelar samt simulering av reaktorns drift. Under den verkliga reaktordriften förändras temperatur, moderatordensitet, effektfördelning och effektnivåer, och bränslet flyttas i härden mellan cyklerna. Konsekvensen blir att även neutronkälltermen ständigt förändras.

Att beakta alla dessa ändringar i en neutronflödesberäkning skulle vara en stor utmaning med dagens beräkningskapacitet. Istället representeras den kontinuerliga processen av ett antal utvalda härdtillstånd. En viktig del av beräkningsprocessen är därmed att välja dessa härdtillstånd så att de representerar reaktordriften på ett bra sätt med hänsyn till neutronfluens till tanken. För att få en neutronkällterm kan man till exempel simulera varje cykel under kärnkraftverkets drifttid och välja varje cykelns mittpunkt som ett representativt härdtillstånd. Man kan alternativt välja alla cyklar efter stora förändringar av härden, där förändringarna medfört en betydande påverkan neutronfluensen till reaktortanken. Detta kan till exempel vara ett byte av laddningsschema eller ett införande av nytt bränsle med dramatiskt förändrat läckage [12]. Därefter använder man information om absoluta effektnivåer för att skala resultaten för andra cyklar.

Härdberäkningarna kan i varierad grad använda data från kärnkraftverkets core follow program som, med stor noggrannhet, kombinerar realtidsberäkningar och driftmätningar för att följa härdens parametrar så som effekt, effektfördelning, vattentemperatur, vattentäthet osv.

4.3. Beräkning av neutronflöde utanför härden

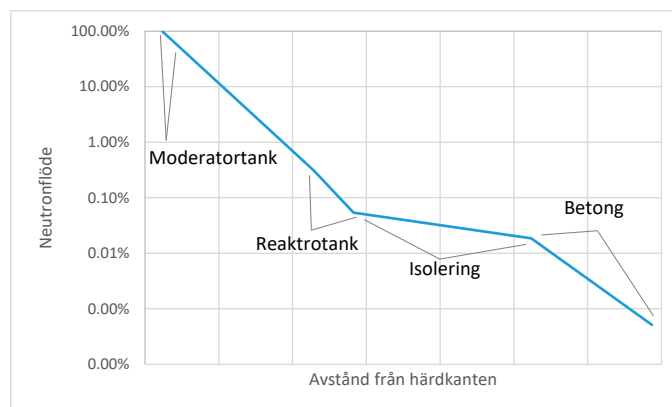
I nästa steg propageras neutronkälltermen från härden till reaktortanken, provstaven eller detektorpositionen. Simuleringen börjar med en geometrisk beskrivning av källan som omfattar dimensioner, axiell och radiell effektfördelning samt energispektrum.

När neutronkällan är väl definierad, används ett transportprogram för att propagera neutronflödet från källan, genom hela systemet, och registrera neutronflödet i de intressanta områdena. För att erhålla en komplett information om neutronfluensens fördelning i reaktortankväggen använder man numera 3D transportprogram.

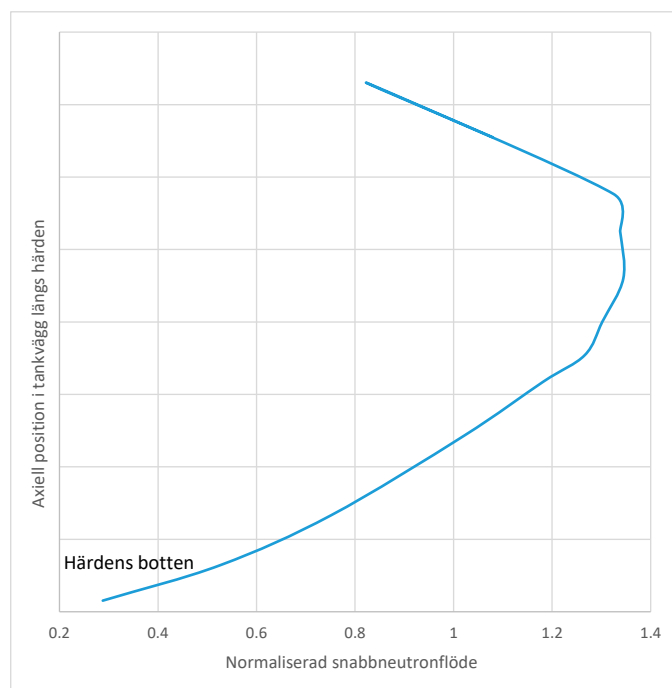
En särskild utmaning i den här delen av beräkningarna är att den modellerade delen av systemet är stor och att neutronflödet dämpas flera storleksordningar mellan reaktorns härd och systemets gräns, se Figur 9. Vid användning av Monte Carlo metoder yttrar sig denna utmaning i den statistiska osäkerheten som är relaterad till det antal partiklar som registreras. Den statistiska osäkerheten i beräkningen minskar med antalet registrerade partiklar som $\sim 1/\sqrt{N}$ där N är står för antalet registrerade partiklar. Ju längre bort från härden, desto längre tid krävs för att uppnå ett resultat med önskad statistisk precision. Enligt Regulatory Guide 1.190 [4] bör det relativa felet på neutronflödet i en Monte Carlo beräkning vara mindre än 10 %, med undantag för detektorpunkter där felet bör vara högst 5 %.

För att effektivisera beräkningar och minska risken för numeriska problem så som källkonvergens brukar man använda sig av symmetrier i reaktorns design och simulera bara en del av systemet. En typisk del av en BWR eller PWR som simuleras är $\frac{1}{4}$ av reaktorn.

Figur 10 visar exempel på ett delresultat i neutronfluensberäkningar, ett normaliserat snabbneutronflöde i reaktortankväggen i en BWR. De olika neutronflödena under reaktorns drifttid integreras för att erhålla den totala neutronfluensen.



Figur 9: Radiell minskning av neutronflöde utanför härden i en BWR.



Figur 10: Normaliserad neutronflöde i reaktortankväggen i en BWR.

4.4. Kvalificering av beräkningsmetod

För att validera beräkningsmetod och beräkningsmodell samt uppskatta noggrannhet i neutronfluensberäkningarna, brukar man utföra beräkningsbenchmark och jämföra resultat till mätningar.

4.4.1. Beräkningsbenchmark

Beräkningsmodellerna är reaktorspecifiska men för att verifiera och validera vissa delar av beräkningen – så som storlek på beräkningsmask, en variansreduktionsteknik eller ett beräkningsprogram, kan man använda sig av benchmark fall som finns beskrivna i litteraturen.

4.4.2. Jämförelse mot mätresultat

En jämförelse mot mätresultat görs i syfte att validera en beräkningsmetod, ett program och en beräkningsmodell. Det finns flera sätt att erhålla en sådan kontrollmätning.

Neutrondetektorer

Neutrondetektorer som används för att validera neutronfluensberäkningar brukar vara placerade i eller utanför provstavskanaler mellan härden och reaktortanken, eller utanför reaktortanken. Detektorerna innehåller nuklider som aktiveras genom en reaktion med neutronerna. Efter en viss tid tas detektorerna ut och strålning från det aktiverade materialet mäts. Från den uppmätta strålningen kan neutronfluensen härledas.

Tabell 2 listar några vanliga nuklider som används i den här typen av neutrondetektorer för neutroner av olika energier. Ett bra detektormaterial för långtidsmätningar har långa halveringstider, litet infångningstvårsnitt (för att undvika att materialet konsumeras för fort) samt lätt mätbart sönderfall med tydliga separeringar i strålspektrum.

Tabell 2: Några detektormaterial använda i svenska reaktorer.

Neutron infångning detektorer		
Nuklid och reaktion	Halveringstid	Användningsområde
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	312 dagar	Snabba neutroner
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	71 dagar	Snabba neutroner
$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	84 dagar	Snabba neutroner
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	5.2 år	Snabba neutroner
$^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$	250 dagar	Epitermiska neutroner
$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	5.2 år	Termiska neutroner
Fission detektorer		
$^{137}\text{Np}, ^{238}\text{U}$	^{137}Cs (klyvningsprodukt), 30 år	Snabba neutroner

Det är viktigt att notera att detektorns halveringstid påverkar hur mycket en detektor kan „minnas“ av drifhistoriken. Efter ungefär 3 halveringstider är aktiviteten från de första aktiveringsprodukterna på samma nivå som mätstatistiken, vilket innebär att detektorn inte kan ge information om neutronflödet som ledde till denna aktivering [11].

Placeringen av materialprover och neutrondetektorer påverkar hur känsliga dessa är för stora ändringar i drift, så som övergång till ett lågläckageschema. En neutrondetektor/provstav som är placerad i ett lägre fluxfält kan påvisa mindre känslighet mot en ändring än en neutrondetektor eller provstav i ett högneutronflöde.

Mätningen på detektorer uttagna från reaktorn bör göras utan stor fördröjning eftersom aktiviteten och antal användbara reaktioner minskar med tiden.

Prover direkt från reaktortanken och interndelar

Trots att någon större provning av reaktortankens material kan inte göras på reaktorer under deras drifttid, kan bestrålningsnivån uppskattas ifrån mindre prover (ca 50-100 mg). Sådana prover kan användas för att validera neutronfluensberäkningarna.

Validering av neutronfluensberäkningarna kan även göras i samband med byte av interndelar, till exempel vid byte av härdgaller. Vid validering mot prover tagna från interndelar brukar det vara en utmaning att få korrekt as-built materialsammanställning.

För att validering mot mätningar av reaktortankprov eller interndelsmaterialprov ska bli pålitlig är det viktigt att positionen där proven tas är känd. Onoggrannheten i position bör vara maximalt 25 mm, axiellt och omkretsled [14].

Neutronspektrum

För att kunna härleda neutronfluensen från den uppmätta aktiviteten behöver man känna till ett neutronspektrum i detektorns position. Neutronspektrum beräknas oftast som en del av en transportberäkning.

Andra parametrar som påverkar mätresultaten är själva mätproceduren. Exempel på parametrar som påverkar mätresultaten är korrigeringen av sönderfallet, kvaliteten på informationen om materialens komposition och orenheter i materialen. Brister i mätproceduren påverkar pålitligheten i jämförelsen med beräkningsresultaten och bör analyseras innan man kan dra en slutsats om beräkningens förmåga att representera verkligheten.

5. Osäkerhetskällor i neutronfluensberäkningar

Typiska osäkerhetskällor i dagens neutronfluensberäkningar är knutna till

- Grundläggande tvärsnittsdata
- Geometriska data
- Materialsammansättning inklusive orenheter
- Bränslets utbränning och neutronspektra
- Fel i beräkningsmetoden
- Extrapolering av framtida drift

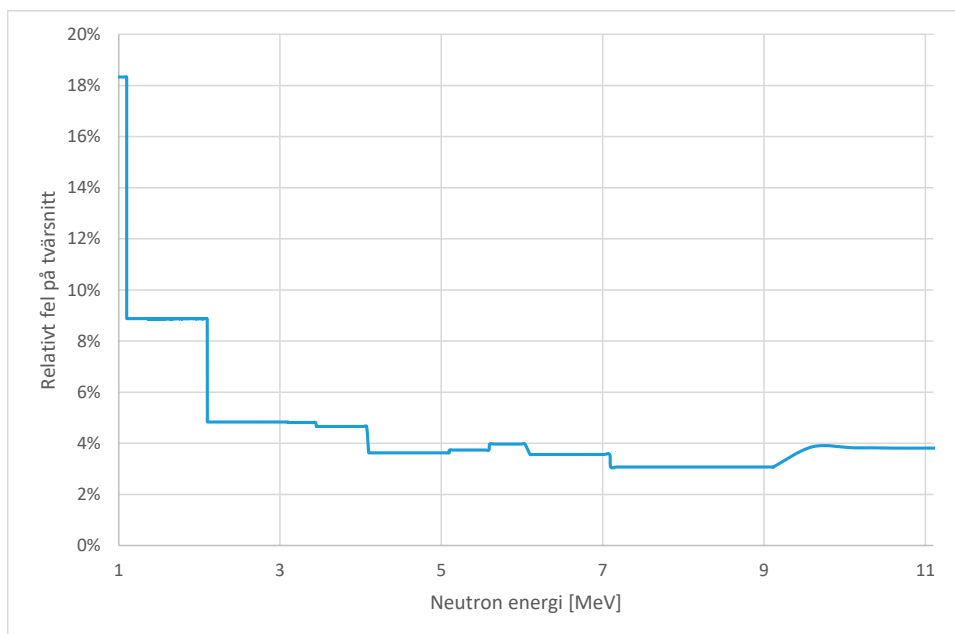
5.1.1. Grundläggande tvärsnittsdata

Trots den ständiga utvecklingen är grundläggande tvärsnittsdata fortfarande en av de största osäkerhetskällorna i neutronfluensberäkningar. Osäkerheten på en stor del av de mikroskopiska tvärsnitten ligger fortfarande kring 20 % [14].

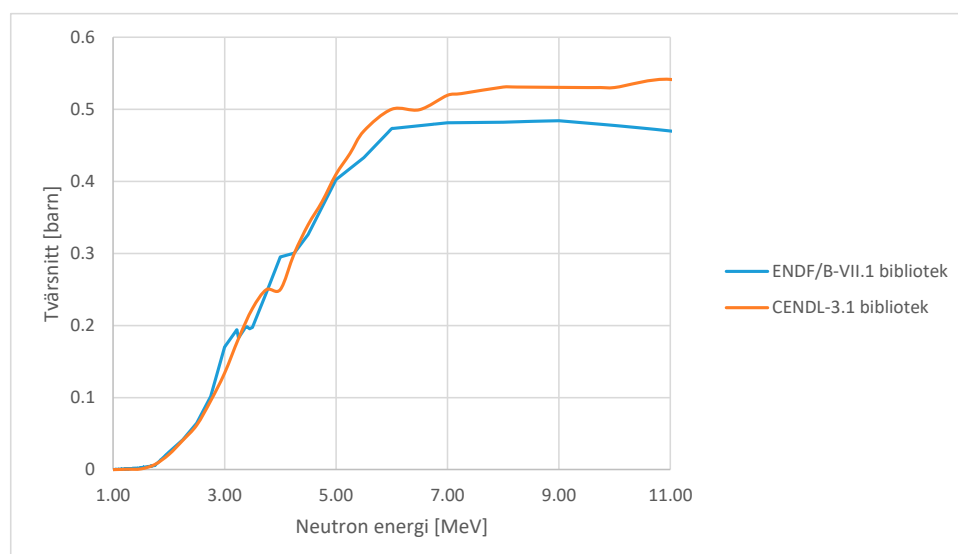
Figur 11 visar det relativa felet i mikroskopiskt tvärsnitt för neutroninfångning på järn som används för detektion av snabba neutroner. Under 90-talet uppdaterade man tvärsnittet för järn vilket ledde till att den beräknade fluensen för vissa franska PWR ökade med 40 % [14].

Figur 12 visar skillnaden mellan mikroskopiska tvärsnittsdata för $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ reaktionen från två olika bibliotek. CENDL-3.1. uppger ingen feluppskattning på data men en jämförelse mellan kurvorna visar att vid, till exempel, 9 MeV är skillnaden mellan data från de två biblioteken 10%.

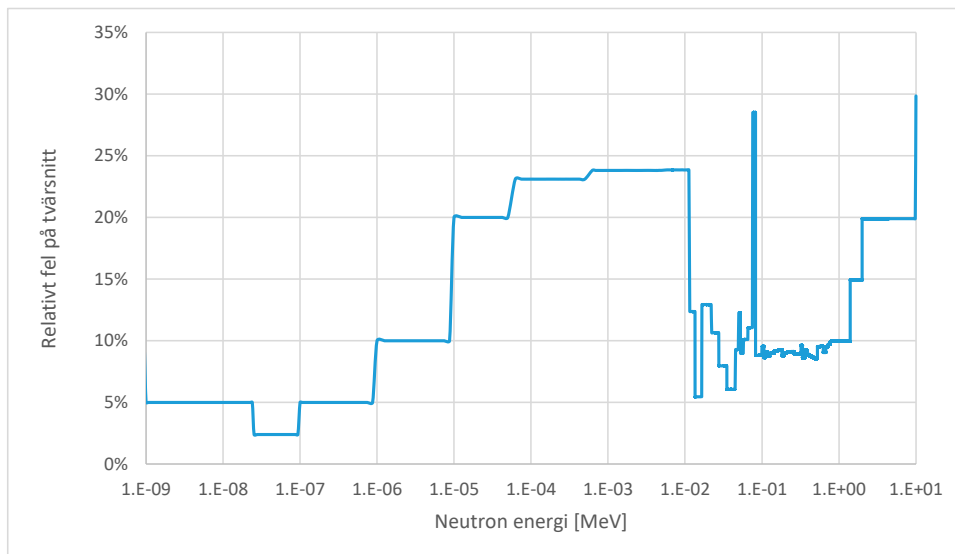
Figur 13 visar ett exempel på det relativa felet i mikroskopiskt tvärsnitt för en annan detektorreaktion, $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$ [15]. I detektorns användningsområde är felet mellan 5 och 25%.



Figur 11: Relativt fel i mikroskopiskt tvärsnitt för reaktion $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ i område 1-10 MeV. Från ENDF/B-VII.1 bibliotek.



Figur 12: Mikroskopiskt tvärsnitt för reaktion $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ i område 1-11 MeV, två olika bibliotek.



Figur 13: Relativt fel i mikroskopiskt tvärsnitt för reaktion $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$ i hela energiområdet.

5.1.2. Geometriska data

Neutronflödet dämpas flera tiopotenser (Figur 9) mellan härden och reaktortankväggen, och beräkningarna är därmed känsliga mot det material som befinner sig i neutronernas väg. För att uppskatta beräkningens känslighet mot de individuella komponenterna och deras egenskaper bör en känslighetsanalys utföras. Detaljerade rekommendationer om känslighetsanalyser i neutronfluensberäkningar ges i [4].

Det här avsnittet ger ett par exempel på resultat från utförda känslighetsanalyser för att ge läsaren en grov uppfattning om olika parametrars påverkan.

En ändring av vattentemperatur medför en ändring i densitet vilket leder till en ändrad modereringsförmåga. Detta påverkar i sin tur det snabba neutronflödet. Enligt [16] ger en temperaturändring på 10°C en densitetsändring på ca 2 %, vilken i sin tur ändrar det snabba neutronflödet med ca 10 %. Detta resultat tyder bland annat på att det är viktigt med modellering av axiella zoner med varierande vattendensitet i BWR beräkningar.

Positionen av detektorerna och materialproverna kan vara en annan viktig osäkerhetskälla. Vid provtagning från reaktortanken rekommenderas onoggrannheten på positionsmätningen vara högst $\pm 2,5$ cm i axiell och omkretsled riktning. Några centimeter fel i position på en detektor kan ge ca 20 % fel i neutronfluens om detektorn befinner sig i ett område med en stor neutronflödegradient [11].

En ändring i effekt i den sista patronraden ger en ändring av samma storleksordning i neutronflöde till de mest utsatta positionerna på reaktortankväggen. Övergång till lågläckage laddningsscheman reducerade neutronflödet från härden med ungefär 50 % vilket ledde till en reduktion av neutronfluensen på de mest utsatta punkterna på tankväggen med ca 30-40 % [14].

Att försumma härdbuffel och moderatortank i en reaktormodell kan påverka neutronfluens i materialprovpositionen med 5-10 % och att ändra reaktortankens radie med 1 cm förändrar den beräknade fluensen till reaktortankväggen med 10-15 % [4].

5.1.3. Materialsammanställning inklusive orenheter

Orenheter i dosimetermaterial kan orsaka falska bidrag till mätningen från andra reaktioner än de som detektorn designades för. Till exempel kan även små mängder av kobolt i en koppar- eller nickelbaserad detektor ha en betydlig påverkan på mätresultatet. Bristfällig dokumentation av detektormaterialens orenheter kan orsaka fel i resultatet, dessa fel är svåra att uppskatta. Samma gäller för mätning av prover tagna från reaktorns interdelar.

Osäkerhet i kompositionen kan uppskattas från kompositionsämätningar med masspektrometri eller från acceptanskriterier från tillverkarens specifikation om dessa är tillgängliga.

Ytterligare en källa till osäkerhet i mätresultat kan vara ytkontaminering under detektorns hantering.

5.1.4. Utbränning och neutronspektra

Slututbränningen hos kärnbränsle har fördubblats sedan 70-talet. I takt med den ökande utbränningen ökar även anrikning och bränslesammanställningen förändras. Neutron- och energiproduktionen per klyvning ökar med ökande andel klyvningar från plutonium (Pu) och neutronspektra flyttas mot högre energier. Dessa effekter orsakar att produktionen av snabba neutroner per producerad energimängd ökar med utbränningen. Utbränningen och utbränningsfördelningen i neutronkälltermsberäkningarna bör därmed reflektera utbränningen och utbränningsfördelningen i reaktorns verkliga drift.

5.1.5. Fel i beräkningsmetoden

I deterministiska beräkningar brukar beräkningsmasken och lösningens konvergens testas genom succesivt förfining av beräkningsmaskens storlek och numeriska parametrar tills ändringar i resultat blir försumbara.

Situationen för stokastiska beräkningar är något annorlunda. Eftersom stokastiska beräkningsmetoder härleder resultatet från simuleringen av många partiklars beteende, bör ett resultat från en Monte Carlo beräkning alltid uppges tillsammans med den statistiska osäkerheten kopplad till beräkningen [13]. Information om den statistiska osäkerheten är särskild viktigt när man presenterar en jämförelse mellan två resultat som ligger nära varandra, så som i en känslighetsanalys.

En Monte Carlo beräkning av det totala neutronflödet bör ha ett statistiskt fel på högst 10 % och beräkning av neutronflöde till en detektor bör ha statistiskt ett fel på högst 5 % [4].

En potentiell källa till fel i en Monte Carlo beräkning är metoderna som används för att minska den statistiska osäkerheten, så kallad variansreduktion. Variansreduktion omfattar metoder som kan användas i Monte Carlo beräkningar för att effektivt öka antalet partiklar som når punkter av intresse under en given beräkningstid. Eftersom dessa metoder i princip består av att man introducerar någon typ av störning till beräkningen, är det vik-

tigt att implementationen verifieras. För att kvalificera den använda variansreduktionsmetoden rekommenderas det att resultaten jämförs med ett resultat utan variansreduktion. Jämförelsen kan ofta göras i en förenklade geometri, till exempel i 1D [4].

5.1.6. Extrapolering av kommande drift

För att förutsäga den totala neutronfluensen till reaktortanken under hela drifttiden, behöver man extrapolera drifthistoriken framåt i tiden. Osäkerheten i en sådan extrapolering är svårt att uppskatta eftersom den berörs av både mindre avvikelser i normaldrift och större ändringar, så som byte av bränsledesign [12].

Generellt brukar extrapolering av framtida drift baseras på realistiska eller konservativa antaganden. Extrapolering baserad på realistiska antaganden kräver uppdatering vid varje förändring i reaktorns drift som kan leda till förändrade neutronfluenser.

6. Precision och validering

Rekommendationer om validering av neutronfluensberäkningar är sammanfattade i Regulatory Guide 1.190 [4]. För att uppskatta den totala osäkerheten i beräkningarna rekommenderas en kombination av känslighetsanalys och en jämförelse till mätdata. Metodkvalificering kan göras genom jämförelse mot benchmarkfall för neutronfluensberäkningar [17].

En känslighetsanalys består av ett antal beräkningar där ingående data varieras och påverkan av dessa variationer på resultat utvärderas. Ingående data kan varieras inom gränserna för en designspecifikation eller inom uppmätta avvikelser. Osäkerheter på resultaten kombineras som kvadratroten av summan av kvadraterna.

Den kombinerade analytiska osäkerheten u_c på resultat kan beräknas som

$$u_c^2(y) = \sum_{i=1}^N \left(\frac{\partial f}{\partial x_i} \right)^2 u^2(x_i) + 2 \sum_{i=1}^{N-1} \sum_{j=i+1}^N \frac{\partial f}{\partial x_i} \frac{\partial f}{\partial x_j} u(x_i, x_j) \quad (1)$$

där $\partial f/\partial x_i$ är känslighetskoefficienter lika med $\partial f/\partial X_i$ evaluerade för $X_i = x_i$. Uttrycket $u(x_i, x_j) = u(x_j, x_i)$ är kovariansen mellan x_i och x_j . Den andra (kovarians) termen i ekvation (1) utgår om x_i och x_j inte är korrelerade.

Känslighetskoefficienterna $\partial f/\partial x_i$ kan vara beräknade från funktionen f eller bestämda experimentellt genom att mäta hur en ändring hos input parametrarna X_i påverkar resultatet Y .

Hantering av osäkerheter beskrivs i detalj i [18].

Ett exempel på känslighetsanalys är att variera reaktortankens radie och observera hur detta påverkar neutronfluensen. Resultat från en sådan känslighetsanalys kan då till exempel säga att en ändring av reaktortankens radie med 1 cm leder till en ändring i neutronfluens på 15 %. Ett annat exempel är att variera positionen på den utvalda punkten på reaktortankväggen där man räknar neutronfluens och se hur detta påverkar neutronfluensen. Resultatet från en sådan känslighetsanalys kan då till exempel säga att en ändring av positionen med 1 cm leder till en ändring i neutronfluens på 10 %.

En känslighetsanalys kan ofta utföras i en förenklad geometri, ibland räcker det med en 1D modell.

Förutom analytiska osäkerheter kan det även finnas systematiska fel (bias) som kombineras algebraiskt.

Om det finns ett statistiskt signifikant antal pålitliga mätningar från kärnkraftverket kan dessa mätningar användas för att justera neutronfluensberäkningarnas slutresultat [4].

Regulatory Guide 1.190 [4] formulerar ett krav på precision vid neutronfluensberäkningar.

- Beräkningarna av absolut neutronfluens till reaktortanken ska ha en osäkerhet på högst 20 % *.
- Beräkningar och mätresultat ska stämma överens inom 20 % om detektorn befunnit sig i reaktortanken och 30 % om den befunnit sig utanför. **

*1-sigma osäkerhetsintervall

**Ur beräkningssynpunkt är det viktigt att inse att jämförelse mellan beräkningar och mätningar belastas av osäkerheter på både beräknings- och mätningssidan. För att kunna bedöma kvalitén av en beräkningsmetod är det därmed viktigt att analysera även systematiska fel i mätningen.

Noggrannhet av storleksordningar nämnda i Regulatory Guide 1.190 [4] har rapporterats från olika källor. Till exempel har Kulesza m.fl. [19] uppnått en överensstämmelse mellan mätningar och beräkningar inom 13 %. Joutel [20] rapporterar att EDF uppskattar osäkerheten i deras beräkningar av det totala neutronflödet till reaktortanken 18.3% och osäkerhet på det totala neutronflödet till provstavar till 17.8%

Detta är alltså en noggrannhetsnivå som man kan förvänta sig från dagens beräkningsmetoder för neutronfluensberäkningar.

7. Sammanfattning

Sedan de första neutronfluensberäkningarna på 80-talet utvecklades programvaror och beräkningsmodeller från 1D punktvisa uppskattningar via 2D homogena modeller till detaljerade 3D modeller som beskriver neutronfältet i radiell, axiell och omkretsled.

Begränsning på hur detaljerade modeller kan vara bestäms numera framförallt av beräkningstiden.

För att minska fel i neutronflödeberäkningarna är det framförallt viktigt med noggrann modellering av effekt och effektfördelning i härden, vattendensitet i reaktorn samt korrekt materialsammanställning, och dimensioner hos interndelar och detektormaterial.

Modellerna bör valideras och känslighet mot olika parametrar bör testas i en känslighetsanalys. Under validering mot mätningar är det viktigt att även ta hänsyn till potentiella fel i mätningprocessen och osäkerhet i positionering av detektorn i reaktorn.

Efter att ha hanterat alla felkällor kopplade till indata och modellering i sina beräkningar, kvarstår osäkerhet i tvärsnittsdata som den största osäkerhetskällan i neutronfluensberäkningar. Trots ständig utveckling, finns det en osäkerhet i många tvärsnitt på mellan några procent och upp till ca 20 %, beroende på nuklid och reaktion.

Enligt Regulatory Guide 1.190 [4] bör osäkerhet på den totala neutronfluensen till reaktortankväggen vara mindre än 20 %. Jämförelse mellan uppmätta och beräknade värden bör stämma överens inom 20 %. Om detektorn är placerad utanför reaktorn rekommenderas en acceptans på max 30 %.

Regulatory Guide 1.190 [4] uppdaterades senast 2001. Sedan dess har det skett en betydande utveckling av beräkningskapacitet samt uppdatering av grundläggande tvärsnittsdata [21]. Det kan därmed vara möjligt att utföra beräkningarna med bättre noggrannhet än 20 %. Att uppskatta den bästa möjliga noggrannheten i moderna neutronfluensberäkningar är dock utanför ramen för föreliggande studie.

Man kan däremot konstatera att de principer och rekommendationer inom beräkningsmetoder, mätningar, osäkerhetsuppskattning och beräkningsbenchmark med mera, beskrivna i Regulatory Guide 1.190 [4] fortsätter att vara giltiga.

Tabell 3 sammanställer de delar i neutronfluensberäkningar som är kopplade till viktiga osäkerhetskällor och föreslår åtgärd för att minska dessa, eller åtminstone kvantifiera osäkerheten. De föreslagna åtgärderna utgår framförallt från rekommendationer i Regulatory Guide 1.190 [4].

Tabell 3: Osäkerhetskällor i olika delar av neutronfluensberäkningar.

Del av beräkningen	Potentiell osäkerhetskälla	Åtgärd
Indata - Tvärsnitten	Osäkerhet i grundläggande data	Aktuella, validerade, tvärsnittsdata bör användas.
Indata - Geometri	Okända dimensioner	Designbeskrivning eller mätning av komponenter (om den kan ut-

		föras) ger medelvärde samt eventuell spridning på geometriska indata. Känslighetsanalys ger uppskattning av osäkerheten i resultat.
Indata - Geometri	Obefogade förenklingar av geometri	Känslighetsanalys används för att uppskatta påverkan av förenklingar i modellen. Validering mot benchmarkberäkningar för neutronfluensberäkningar kan ge en uppfattning om förenklingens påverkan.*
Indata - Material	Okänd komposition, okända halter av orenheter	Materialanalyser kan användas för att erhålla materialkompositioner och dess variation. Värdena kan varieras inom materialets specifikation. Känslighetsanalys ger en uppskattning av osäkerheten i resultat.
Indata - Driftdata	Osäkerheter och/eller modellförenklingar av drifthistorik	Känslighetsanalys ger en uppskattning av osäkerheten i resultat.
	Osäkerhet i neutron-spektra	Känslighetsanalys ger en uppskattning av osäkerheten i resultat.
Programvaror	Användning av nytt beräkningsprogram kan medföra okända osäkerhetskällor	Förutom en generell valideringsprocess kan programvaran valideras mot benchmarkfall för neutronfluensberäkningar.
Metoder och modellering	Generella fel i metodik och modellering	Metodik valideras mot benchmarkberäkningar för neutronfluensberäkningar*
Beräkning - med Monte Carlo metod	Den statistiska osäkerheten i Monte Carlo beräkningar kan vara stor om antal registrerade partiklar är liten. En stor osäkerhet kan leda till felaktiga slutsatser om man till exempel utvärderar skillnad mellan två närliggande värden.	Resultat ska alltid uppges med den statistiska osäkerheten från Monte Carlo beräkningen. Den statistiska osäkerheten minskar om beräkningen utförs med flera partiklar och/eller med en variansreduktionsteknik.
	Användning av variansreduktion kan medföra fel i beräkningen	Validering mot en beräkning utan variansreduktion måste göras för att verifiera korrekt implementering av variansreduktion **
Beräkning – med deterministisk metod	Beräkningsmaskstorlek, konvergens	Känslighetsanalys för maskstorlek och numeriska parametrar i beräkningen bör utföras.

Jämförelse mot mätning – neutrondetektorer eller prover från in-terndelar	Okänd materialsammansättning i äldre detektorer och komponenter	Materialanalyser kan användas för att erhålla materialkomposition och dess variation. Värdena kan varieras inom materialets specifikation. Känslighetsanalys ger uppskattning av osäkerheten i resultat.
	Osäkerhet i detektor- eller provposition	Detektorns position bör vara känd med 25 mm noggrannhet i områden med höga neutronflöde gradienter.
	Hantering av detektor – osäkerhet i tider	Bestrålnings- och avklingningstider måste noteras med stor noggrannhet
	Hantering av detektor – försenad analys	Detektorer måste analyseras inom rimligt tid efter bestrålning ***
	Begränsad information från detektorer med korta halveringstider	Detektorer kan ge information om bestrålningshistorik inom ca 3 halveringstider. Detektorer med längre halveringstider bör användas för att få information om neutronfluenser under längre historik.
	Skillnad mellan beräkning och detektormätning större än 20 %	Anledningen till avvikelserna bör undersökas och beskrivas.

* Beräkningsbenchmark [17] sammanfattar några exempel som kan användas för metod- och programkvalificering

** Kvalificeringen av variansreduktionsmetod kan ofta göras i en förenklad geometri, ibland räcker det t.o.m. med en 1D modell.

*** Exakta tiden beror på halveringstiden hos detektorns material

8. Referenser

- [1] Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels, ASTM E185.
- [2] Standard Guide for Application of Neutron Transport Methods for Reactor Vessel Surveillance, ASTM E482.
- [3] Standard Guide for Radiographic Examination, ASTM E94.
- [4] Calculational and dosimetry methods for determining pressure vessel neutron fluence, Regulatory Guide 1.190.
- [5] U. Jendrich, N. Tricot. Neutron fluence at the reactor pressure vessel wall- a comparison of French and German procedures and strategies in PWRs, 2003
- [6] K. Ekberg, H. Häggblom. Fluxberäkningar för provstavar i Ringhals 2, 1978. Studsvik Technical Report, RF-78-1301
- [7] U. Blomquist. Utvärdering av surveillance provning och kontrollbestrålningsprogram för reaktortryckkärlen, 1992. Vattenfall.
- [8] B. Pershagen, 1996. Light Water Reactor Safety.
- [9] R. Håkansson, 1994. Bestämning av snabb fluens i tanken i Barsebäck 2. Studsvik Technical Report, N(R)-94/011
- [10] U. Blomquist, 1992. Utvärdering av surveillance provning och kontrollbestrålningsprogram för reaktortryckkärlen. Vattenfall.
- [11] Standard Guide for Monitoring the Neutron Exposure of LWR Reactor Pressure Vessels, ASTM E2956 – 14.
- [12] U. Sandberg, H. Nylén, J. Roudén and P. Efsing, 2010. Shielding fuel assemblies used to protect the beltline weld of the reactor pressure vessel from fast neutron radiation in Ringhals unit 3 and 4. Physor 2010.
- [13] MCNP5 – Monte Carlo N-Particle Transport Code System, Los Alamos National Laboratory, 2008.
- [14] N. Tricot, U. Jendrich, 2003. Neutron fluence at the reactor pressure vessel wall. A comparison of French and German procedures and strategies in PWRs, IRSN.
- [15] N. Soppera, M. Bossant, E. Dupont, "JANIS 4: An Improved Version of the NEA Java-based Nuclear Data Information System", Nuclear Data Sheets, Volume 120, June 2014, Pages 294-296.
- [16] Rune Håkansson och Jesper Kierkegaard , 2000. Bestämning av snabb fluens i tanken i Ringhals 4. Studsvik rapport N(R)-00/054.
- [17] J.F. Carew, K. Hu, A. Aronson, A. Prince, G. Zamonsky, 2001. PWR and BWR Pressure Vessel Fluence Calculation Benchmark Problems and Solutions, NUREG/CR-6115 BNL-NUREG-52395.
- [18] Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, International Organization for Standardization, ISBN 92-67-10188-9, Genève, 1993. ISO, Care Postal 56, CH-1211 Genève 20, Switzerland
- [19] J. A. Kulesza, J. Roudén, E.L. Green, 2016. Lifetime Neutron Fluence Analysis of the Ringhals Unit 1 Boiling Water Reactor. EPJ Web of Conferences.
- [20] S. Joutel, 2015. Neutron fluence surveillance calculations and methodology verification for nuclear power plant life time evaluations. Master of Science Thesis, KTH.
- [21] M. B. Chadwick, M. Herman, P. Oblozinsky, et al., "ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data", Nuclear Data Sheets, 112(12):2887-2996 (2011).



2017:21

Strålsäkerhetsmyndigheten har ett samlat ansvar för att samhället är strålsäkert. Vi arbetar för att uppnå strålsäkerhet inom en rad områden: kärnkraft, sjukvård samt kommersiella produkter och tjänster. Dessutom arbetar vi med skydd mot naturlig strålning och för att höja strålsäkerheten internationellt.

Myndigheten verkar pådrivande och förebyggande för att skydda människor och miljö från oönskade effekter av strålning, nu och i framtiden. Vi ger ut föreskrifter och kontrollerar genom tillsyn att de efterlevs, vi stödjer forskning, utbildar, informerar och ger råd. Verksamheter med strålning kräver i många fall tillstånd från myndigheten. Vi har krisberedskap dygnet runt för att kunna begränsa effekterna av olyckor med strålning och av avsiktlig spridning av radioaktiva ämnen. Vi deltar i internationella samarbeten för att öka strålsäkerheten och finansierar projekt som syftar till att höja strålsäkerheten i vissa östeuropeiska länder.

Strålsäkerhetsmyndigheten sorterar under Miljödepartementet. Hos oss arbetar drygt 300 personer med kompetens inom teknik, naturvetenskap, beteendevetenskap, juridik, ekonomi och kommunikation. Myndigheten är certifierad inom kvalitet, miljö och arbetsmiljö.

Strålsäkerhetsmyndigheten
Swedish Radiation Safety Authority

SE-171 16 Stockholm
Solna strandväg 96

Tel: +46 8 799 40 00
Fax: +46 8 799 40 10

E-mail: registrator@ssm.se
Web: stralsakerhetsmyndigheten.se