

SKB IC-116

Omhändertagande av R1-bränsle
Förstudie

June 2005



SKB International Consultants AB

Box 5185, SE-102 44 Stockholm, Sweden
Phone +46 8 459 84 00

Sammanfattning

I förstudien redovisas fyra alternativ till upparbetning av R1-bränsle vid Sellafield-anläggningen i England. Av dessa alternativ förordas SKB IC alternativ "SWAP" eftersom SKB AB har goda erfarenheter från en tidigare genomförd sådan med bl a samma typ av bränsle (MZFR). Dessutom bedöms en "SWAP" kunna genomföras inom ramen för redan tecknat uppberetningsavtal med BNFL.

I andra hand förordas fortsatt mellanlagring i moderna behållare av tysk konstruktion. Det bör dock påpekas att detta alternativ inte utgör någon slutlig lösning utan man skjuter enbart den slutliga lösningen framför sig.

Slutförvar i svenskt kristallinskt berg avfärdas mot bakgrund av metalliskt urans instabilitet vid svenska förhållanden.

Att skicka bränslet till Ryssland bedöms som politiskt och tekniskt – ekonomiskt orealistiskt. Miljösituationen är dessutom som regel mycket besvärande vid föreslagna ryska anläggningar.

Bakgrund

Alternativ till att uppbeta R1-bränslet vid Sellafield anläggningen i England har diskuterats och vissa alternativ har även utretts enligt nedan. Vid diskussioner mellan Studsvik/SVAFO samt SKB/SKB International under september 2003 överenskomms att sammanfatta och redovisa de olika alternativen inklusive en s k "SWAP" i form av en förstudie.

Följande fyra alternativ redovisas:

1. "SWAP" mellan R1- och MZFR-bränsle (Karlsruhe, Tyskland).
2. Mellanlagring av R1-bränsle i nya moderna behållare.
3. Slutförvaring med det svenska KBS-3 konceptet.
4. Gudowski-rapporten.

1 "SWAP" mellan R1- och MZFR-bränsle

Bakgrund

Under 1985 slöts ett avtal mellan SKB och 4 tyska ägare till gammalt MOX-bränsle (3 kraftverk och Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK). Avtalet avhandlade ett byte ("SWAP") av 57,3 ton svenskt använt kärnbränsle (från Barsebäck och Ringhals), som transporterats till La Hague, mot 23,6 ton tyskt använt gammalt MOX-bränsle.

Mot denna bakgrund kommenteras i det följande ett möjligt liknande förfarande för en "SWAP" mellan gammalt svenskt R1-bränsle och MZFR-bränsle tillhörigt KFK.

Motiv

Vid den förra "SWAP"en hade båda parterna starka motiv. De svenska var huvudsakligen politiska (regeringen önskade inte upparbeta svenskt bränsle) men även tekniskt-ekonomiska (man kunde slippa att bygga stora dyra anläggningar för att ta emot det radioaktiva avfallet från upparbetning). De tyska motiven var huvudsakligen tekniska (det gamla MOX-bränslet gick helt enkelt inte att upparbeta med konventionell teknik).

Nu har vi i Sverige uppenbarligen samma politiska motiv. Tyskarna är i svårigheter eftersom Dounray, där MZFR-bränslet befinner sig, är under nedläggning. Vi vet dock inte så mycket om deras eventuella alternativ.

Motivens styrka har stor betydelse för hur en eventuell uppgörelse kan komma att utformas – särskilt ekonomiskt

Mängder

Vid den förra "SWAP"en var mängderna (57,3 ton svenskt bränsle och 23,6 ton tyskt bränsle) givna av motiven. Det var en slump att de ingående plutoniummängderna blev ungefärligen lika stora, vilket dock också utnyttjades som argument för arrangemanget. Vid en eventuell "SWAP" rör det sig från svensk sida om 4,8 ton bränsle med ca 1,3 kg plutonium. De tyska mängderna är ännu inte kända men det är sannolikt att de tyska mängderna blir större. Varken obalans i totalmängderna eller i plutoniummängderna torde dock vara kontroversiellt eftersom både Tyskland och Sverige har mycket gott anseende i övervaknings- och non-proliferation-frågor.

Vissa principer

Den gamla avtalskonstruktionen från 1985 kan här vara vägledande. Särskilt noteras att några problem med sekretess inte befaras eftersom KFK var part redan då.

Det väsentliga i "SWAP"en är att äganderätten och därmed nationaliteten på bränslet byts. Exakta definitioner på, när och hur, samt definition av leverans, är viktiga. Likaså måste det preciseras hur och för vad det ekonomiska ansvaret övergår.

Transportfrågor är alltid viktiga och måste penetreras i detalj. Vid "SWAP"en 1985 erfordrades en särskild transportgrupp som hade ett flertal möten. Atomförsäkringsfrågorna får inte heller glömmas bort.

En ekonomisk uppgörelse måste också till. Vid "SWAP"en 1985 fullföljde SKB upparbetningsavtalet med Cogema ekonomiskt. Där fanns också en klar gräns nämligen att den nye ägaren helt övertog det ekonomiska ansvaret för de produkter som erhöles vid upparbetningen. Tyskarna å sin sida erlade ett à-pris till SKB (vid leverans), som var baserat på deras uppskattning av vad kostnaderna annars skulle ha varit, dvs kostnaderna för avfallshanteringen i Tyskland.

Ett "SWAP"-avtal kan inte heller träda i kraft förrän relationerna mellan parterna har klarställts – i åtskilliga fall genom särskilda avtal.

Relationer

I första hand måste de direkta parterna, ägarna till de aktuella bränslena bli överens. Eftersom både Sverige och Tyskland är med i EU måste också Euratom vara med. Vid den tidigare "SWAP"en satt representanter för Euratom med vid förhandlingarna och "SWAP"-avtalet undertecknades också av Euratom.

Klarställande måste också ske i Sverige mellan Studsvik/SVAFO och SKB om lagringen i Clab och slutförvaringen.

Vidare måste situationen klarställas mellan BNFL (upparbetning av R1-bränsle) samt Dounray (MZFR-bränslet). Här blir det trepartsavtal.

Tillstånd krävs vidare av de tyska och svenska regeringarna. Något större arbete bör ej läggas ned på en "SWAP" utan en positiv inställning från miljöministrarna i Tyskland och Sverige. Vid förra "SWAP"en hade Sten Bjurström och Göran Schultz en dragning för dåvarande miljöministern Birgitta Dahl.

Uranets ursprung avgör vilka ytterligare regeringar som måste ge sitt tillstånd. Här är bakgrundsinformationen inte helt klar men vi vet att det finns kanadensiskt material, vilket alltså medför att det också krävs tillstånd från den kanadensiska regeringen för att genomföra "SWAP"en. Om USA-material är inblandat vidtar en komplicerad process i USA, ett s k MB 10-ärende som går ända upp i kongressen.

Så småningom, när de tekniska detaljerna kan överblickas, krävs givetvis också tillstånd från de övervakande myndigheterna, i Sverige SKI och SSI. Detta torde inte innebära några större svårigheter eftersom MZFR-bränsle godtagits vid den tidigare "SWAP"en.

Viktigare åtgärder

1. Beslut att söka genomföra en "SWAP".
2. Förankring hos regeringen, miljöministern. Kontaktpersoner på sakdepartementen och UD behövs.
3. En första ordentlig genomgång med KFK. Det gamla kontraktet från 1985 kan användas som bas. I princip bör hela strategin för det fortsatta arbetet läggas upp vid detta möte och riktlinjer dras upp om hur vidare kontakter skall skötas.

Euratom (bör vara med i fortsättningen).

BNFL (trepartsavtal).

Dounray (trepartsavtal).

Myndighetskontakter.

Tillstånd från andra länder, Kanada.

Hantering av bränslet i Studsvik.

Transportfrågorna (bilda på ett tidigt stadium en särskild grupp)

4. Fullföljande av de olika deluppgifterna.

Ikraftträdande

För ett formellt ikraftträdande av ett "SWAP"-avtal mellan Studsvik/SVAFO och KFK torde följande krävas:

Godkännande och påtecknande av Euratom.

Avtal med BNFL.

Avtal med Dounray

Avtal med SKB om lagring i Clab och slutförvaring

Godkännande av de tyska och svenska regeringarna.

Tillstånd från berörda regeringar med hänsyn till uranets ursprungsland (med nuvarande information, Canada)

Avtal beträffande transporter.

2 Fortsatt mellanlagring av R1-bränslet i moderna torrlagringsbehållare

Allmänt

Ett alternativ till en "SWAP" är fortsatt mellanlagring i moderna torrlagringsbehållare licensierade för såväl mellanlagring som transport. Det bör dock starkt understrykas att detta koncept inte utgör någon slutlig lösning vad avser omhändertagande av R1-bränslet utan man endast skjuter den slutliga lösningen framför sig.

SKB IC har sedan lång tid tillbaka goda relationer med det västtyska företaget Gesellschaft für Nuklear-Behälter mbH (GNB) ett helägt dotterbolag till Gesellschaft für Nuklear Service (GNS) i sin tur ett helägt bolag till tysk kraftindustri (RWE, E.ON m fl). Diskussioner har förts med GNB angående ett lämpligt koncept för R1-bränslet. Det har vid dessa framkommit att GNB utvecklat, licensierat och tillverkat ett behållarkoncept för den belgiska forskningsreaktorn BR3. Detta koncept skulle vara fullt användbart för R1-bränslet efter mindre modifiering av behållaren, främst vad gäller längden. GNB har ställt till förfogande ett detaljerat tekniskt dokument vilket beskriver BR3-konceptet enligt nedan. Dokumentet har i sin helhet inkopierats i detta dokument.

Såvida konceptet skulle komma ifråga måste detta mera i detalj studeras i form av en förstudie, men i stora drag torde hanteringsgången bli snarlik den vilken beskrivs i AB SVAFO PM daterat 1998-12-11 författat av Arne Holmér samt Per Riggare.

En möjligen två behållare kommer att erfordras för de aktuella 209 bränslestavarna till en uppskattad kostnad till 200 000–250 000 EURO/styck.

ABSTRACT

CASTOR[®] BR3 -DESIGN OF A TRANSPORT AND STORAGE CASK FOR SPENT FUEL FROM A BELGIAN NUCLEAR POWER PLANT

The CASTOR[®] BR3 cask has been designed and manufactured to accommodate irradiated fuel (U and MOX) from the BR3 test reactor at the nuclear research centre SCK/CEN in Dessel near Mol, Belgium, which is currently being dismantled. The CASTOR[®] BR3 is designed as a Type B(U)F package for transport and will be licensed in Belgium. In addition, the CASTOR[®] BR3 needs a license as a storage cask to be operated in an interim cask storage facility. To obtain these licenses, the cask design has to observe the International regulations for the safe transport of radioactive material as well as the special requirements for the cask storage.

The CASTOR[®] BR3 is a member of the CASTOR[®] family of spent fuel casks, delivered by the German company GNB. In this way, the cask has such typical features as the following:

- monolithic cask body made of ductile cast iron
- double-lid system consisting of primary and secondary lid for long-term interim storage of the fuel

This family of casks has been used for over 20 years for transport and storage of spent fuel.

In this paper, the IAEA regulatory requirements for transport casks are summarized and it is shown by selected examples how these requirements have been converted into the cask design and the analyses performed for the cask. Finally, the cask features for an interim storage period of up to 50 years will be spotlighted. Main topics are the evaluation of the long term behaviour of selected cask components and the cask monitoring system for the surveillance of the leak tightness of the cask during the storage period.

1 INTRODUCTION

The CASTOR[®] BR3 is designed for the transport and interim storage of up to 30 spent fuel assemblies and/or spent fuel canisters from the Belgian pressurized water reactor BR3 at Mol. The cask will be loaded in the wet spent fuel storage pool at the reactor site and will be transported by road to a nearby interim storage facility. For the transport the casks need a type B(U)F license in Belgium.

The design of the CASTOR[®] BR3 is based on a CASTOR[®] type cask which has originally been used for the transport and interim storage of spent fuel from the Thorium High Temperature Reactor (THTR) at Hamm, Germany and the AVR at Jülich, Germany. More than 200 of these casks have been stored in the interim storage facility (BZA) at Ahaus, Germany since 1992.

2 DESCRIPTION OF THE CASK DESIGN

2.1 GENERAL DESCRIPTION

The cask consists of a thick-walled cylindrical cask body made of ductile cast iron, for which the interior cavity is closed by a double lid system consisting of a primary and secondary lid. These lids are each bolted to the cask body and sealed with metal seals.

For the proper localization of the fuel assemblies and/or fuel canisters, the cask cavity contains a basket with 30 hexagonal fuel assembly positions. For the handling of the cask during loading, unloading and transferring, there are two bolted trunnions each at the top and bottom side of the cask. During transport over public roads, the cask is provided with impact limiters at the bottom and lid side of the cask in order to reduce the shock loads during an hypothetical assumed transport accident.

In order to minimize the risk of contamination during the wet loading in the reactor storage pool, the cask and its components have been designed to ensure a proper decontamination by using smooth surfaces, filling gaps and holes with silicone rubber to avoid water access and providing a painting which is easily cleanable.

The main dimensions and handling masses are given in Table 1. Fig. 1 shows a sketch of the cask in transport configuration with both impact limiters, Fig. 2 shows a sketch of the top view of the cask without lids.

<u>Main dimensions of the CASTOR® BR3</u>		<u>Masses of the CASTOR® BR3</u>	
Overall diameter	1 428 mm	Handling configuration	27 600 kg
Overall length	2 493 mm	(Transport)	
Thickness of the cask side wall	368.5 mm	Handling configuration	24 400 kg
Diameter of the cavity	691 mm	(Storage)	
Length of the cavity	1 652 mm		
Diameter of the impact limiter	2 136 mm		
Cask length with impact limiters	3 063 mm		

Table 1 Main dimensions and handling masses.

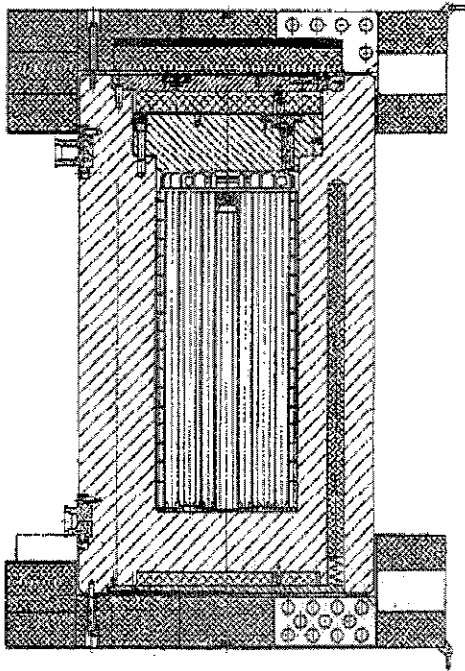


Fig.1 CASTOR® BR3 -Transport configuration

Cross section

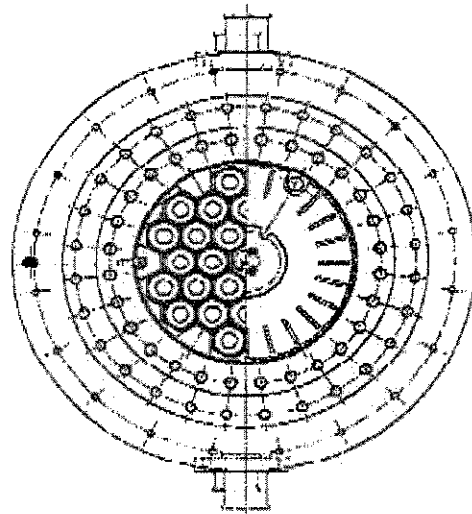


Fig. 2 CASTOR® BR3 -Transport configuration

Top view without lids

2.2 CASK BODY

The cask body is casted as a hollow cylinder in a permanent mould which is machined afterwards. The shape of the cask body is cylindrical with a cylindrical cavity. The wall thickness of the cask is determined by the necessary shielding abilities. For the neutron shielding, there are 30 axial bore holes in the cask wall which are filled with rods made of high molecular polyethylene. The bore holes are located on a pitch circle with a diameter of 1060 mm. The external surface of the cask body is coated with a multi layer decontaminable painting on an epoxy resin base. The inner surface is completely nickel-plated.

The cask body contains of the ductile cast iron (DCI) GGG 40 which is used for all CASTOR® type transport and storage casks. For this material, an evaluation concept has been developed in cooperation with the Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM) in Berlin. This concept forms the basis for the assessment of this casted material for transport and storage casks for high level radioactive waste. This evaluation is based on the following assumptions and restrictions:

- Performance of 9 m drop tests with original or scaled casks onto an unyielding foundation or/and the applicability of the results of drop tests with similar cask types to the cask type which has to be evaluated.
- Consideration of the worst cask temperatures of -40 °C for the drop test.
- Determination of the maximum nominal stress during the IAEA drop test either by measurement or calculational methods
- Limitation of the nominal stress to 50% of the yield strength ($0.5 \cdot R_{\mu 0.2}$).

2.3 CASK LID SYSTEM

The cask lid system consists mainly of a primary lid with devices necessary for dispatching the cask after loading under water and a secondary lid with devices necessary for monitoring the leak tightness during long term interim storage. Both lids create the typical double lid system of most of the CASTOR[®] type transport and storage casks.

The so-called primary lid closes directly the cask cavity. It serves as the first barrier against activity release from the cask cavity and as a highly effective gamma shield. The lid is fixed by stud bolts and cap nuts. In the sealing area of the lid supporting surface there are two grooves as a seat for the lid gaskets. The inner groove is designed for the assembly of a metal gasket and the outer groove contains an elastomer gasket. With these gaskets a check volume for the leak test of the inner metal gasket is defined. The principal sealing function for the cask cavity is performed by the metal gasket only. The primary lid contains an opening for dewatering and drying the cask cavity which is closed by a lid equipped with a metal gasket for leak tightness purposes.

The secondary lid normally is put onto the cask before transport. It serves as an additional shielding as well as a second independent and long term stable leak-tight barrier. The lid is sealed analogue to the primary lid. The secondary lid contains two openings into the volume between primary and secondary lid. One opening is closed by a quick connection valve and a closure plate which is equipped with a metal gasket for leak tightness purposes. The quick connection valve is used to adjust the specified pressure in the interlid space during the storage period. The other opening is used for mounting a pressure sensor which is used for monitoring the pressure in the interlid space in the storage facility to check the leak tightness of the double barrier system during cask storage.

2.4 HANDLING DEVICES OF THE CASK

For the handling and lifting of the cask, two trunnions each are bolted to the cask wall in the lid and the bottom area of the cask. The bottom side trunnions are used for securing the cask onto a transport frame for road transportation.

2.5 BASKET

The basket consists of 30 hexagonal tubes which are mounted on a base bottom steel plate. The tubes are made of borated stainless steel for criticality safety reasons. The hexagonal tubes are surrounded by an outer shell liner. The free spaces between the hexagonal tubes and the outer liner are filled with steel elements in order to stiffen the basket structure. Fig. 1 shows a cross section of the basket with the arrangement of the fuel tubes. The central position of the basket can not be loaded with spent fuel because it is filled with a device for handling the basket in a loaded condition.

2.6 IMPACT LIMITERS

For reducing the impact loads during hypothetical drop accident conditions, i.e. the 9 m drop onto an unyielding surface or the 1 m drop with the cask lid onto a pin, the CASTOR[®] BR3 is provided with impact limiters at the lid and bottom side of the cask body (Fig. 1). The impact limiters are made of structural steel plates which are filled with several layers of wood. The impact limiter at the lid side includes a thick steel plate which takes up the nearly punctual load from the drop test onto a steel pin.

e) Leak tightness

The activity release limitations are defined in [Ref. 1] and amounts to:

- normal transport: 1 E-6 A2/h
- type B(U) test conditions 10 A2/week for K_I-85
A2/week for all other nuclides

4 DESIGN METHODS AND ANALYSES

4.1 CRITICALITY SAFETY ANALYSES

The calculations are performed to determine the maximum effective neutron multiplication factor k_{eff} for seven different Uranium- or MOX-fuel enrichments in three different types of fuel assemblies (F/A). All calculations are performed for homogeneous loadings consisting of 30 fuel assemblies of the same type.

The analyses are performed acc. to the a.m. criteria for an unlimited number of casks of the same type arranged next to and above each other. Thus, the permissible number ("N") is unlimited. The calculation model covers the maximum mechanical deformations after Type B(U) tests.

Any burn-up poisons which may occur during operating time are ignored. The fuel pins are modelled by discrete pin geometry. The neutron absorbing structural parts of the fuel assemblies are conservatively neglected and replaced by water.

The criticality calculations are performed with the SCALE 4.3 program system. For all the calculations, the neutron statistics for the determination of the effective neutron multiplication factors k_{eff} with the program KENO-VI are based on 303 generations with 600 neutrons each. In this respect, the first three generations are not taken into account in order to avoid the fluctuations resulting from the statistical uncertainties. Under these boundary conditions k_{eff} is converging to a limiting value.

The maximum effective neutron multiplication factors $k_{\text{eff}} + 2\delta$ amounts to 0.8132.

4.2 SHIELDING ANALYSES

For the shielding calculations, the nominal geometry of the cask, including the bottom and lid side impact limiters has been regarded. The inventory as well as the basket are homogenized over the active height of the fuel assemblies regarding the proportional masses of the used materials. The moderator rods in the cask side wall are smeared to an equivalent layer of polyethylene, centred on a circle in the middle of the side wall. In the shielding calculations after the type B(U) tests the equivalent polyethylene layer in the side wall as well as the polyethylene moderator plates in the bottom and lid areas of the cask are replaced by vacuum.

The calculation code QAD-CGGP is used to calculate local dose rates caused by gamma radiation. This code enables a detailed three dimensional description of the source and shielding geometry. The computer code used for the neutron shielding calculations (and neutron induced gammas) is the two dimensional transport code DORT.

The maximum total dose rates at the side wall amount to:

Condition	side wall surface [$\mu\text{Sv/h}$]	side wall in 2 m distance [$\mu\text{Sv/h}$]
(1) normal transport	223	32
(2) type B(U) test	1209	167

4.3 MECHANICAL DESIGN

Beneath the standardized mechanical design of the cask components such as cask body, trunnions, lids and their bolts for normal transport, the design of the impact limiters for the 9 m drop test is an important part of the mechanical design of the CASTOR® BR3.

The objective of the impact limiter dimensioning is to reduce impact decelerations acting on the cask in the 9 m drop test to such an extent that the stresses are below the admissible values.

The decelerations and impact limiter deformations which occur are largely governed by the crushing characteristic of the impact limiter material. In the present case this is spruce and beech wood which is surrounded by a sheet metal jacket. The energy absorbing behaviour of the wood used was examined in several test series for different fibre orientations under the conditions of the 9 m drop test. Using the results of these tests, the computer code DROP has been developed to determine the deformations of the impact limiters and the deceleration of the cask during the demanded drop orientations of a 9 m drop test.

For the analytical verifications, it is assumed that the entire impact energy is dissipated through plastic deformation of the impact limiter material. The kinetic energy decreases during impact to the same extent that the proportion of deformation in the impact limiter increases.

For the mechanical design, well established analytical engineering methods in combination with finite element calculations with the ANSYS code have been used. These methods have been previously validated by comparing the results with experimental data from cask drop tests.

4.4 THERMAL ANALYSES

For the thermal analyses, it has been assumed that the package consisting of the cask with inventory and impact limiters is transported horizontally. The decay heat generated within the fuel assemblies is conveyed by means of thermal radiation and thermal conduction from the surfaces of the fuel assemblies to the basket and then – predominantly by means of thermal conduction – to the outer surface of the basket. In the gap between the basket and the cavity wall, the heat is conveyed by means of radiation and conduction. In the cask side wall, the heat is conveyed to the surface of the cask mainly by conduction. From the surface of the cask, the heat is dissipated by means of radiation and natural convection to the environment.

The cask and inventory temperatures are calculated using the finite element code ANSYS regarding an axis symmetric finite element model of the cask and the inventory.

The maximum temperatures amount to:

Condition	cask free surface [°C]	hottest fuel rod [°C]
(1) normal transport	77	148
(2) type B(U) test	303	186

4.5 LEAK TIGHTNESS

The two barrier system for all the cask openings of multiple lids and seals assures the leak tightness of the cask during public transport and interim storage. If leaks should develop in fuel rod cladding tubes, the gases will be concentrated in the cask cavity. Because each cask body is monolithic, radioactive gases can only escape through the lid system of the cask. One of the most important parameters for the calculation of the activity release from the cask is the activity inventory of long-lived gaseous or volatile fission products in the cask cavity atmosphere. These are in principle the gaseous nuclides H-3, Kr-85, I-129 and nuclides which might occur in form of vapour Ca-134 and Cs-137. Due to the extreme reactivity of Cs- nuclides, a relevant release over the cask sealing barrier can be excluded.

For normal transport conditions, only a fraction of the nuclides present in mobile gaseous form in the fuel rod gap are able to escape from failed rods to the cavity atmosphere: Approx. 10% of the fission gases are usually present in the gap for type B(U) test conditions, a cladding failure of 100% spent fuel assemblies is assumed. In consequence of this, all fission gases which were in the gaps are assumed to be inside the cavity.

The activity release calculations lead to the following results:

Condition	Release of H-3 Primary lid barrier	Release of Kr-85 primary lid barrier	Release of mixture primary lid barrier
(1) normal transport	1.24*10 ¹ Bq/h	3.75*10 ¹ Bq/h	6.79*10 ⁻⁷ Bq/h
(2) type B(U) test	2.47*10 ⁸ Bq/week	8.14*10 ⁹ Bq/week	8.75*10 ⁻⁵ Bq/week

5 LONG TERM BEHAVIOUR

During the long term storage, the CASTOR[®] BR3 cask is subjected to both internal and external influences of different characteristics.

External influences:

- external corrosion caused by the humidity of the ambient air
- fatigue effects caused by temperature changes.

Internal influences:

- effects of the ionizing radiation corrosive effects of the inventory
- fatigue effects of the cask components

The design of the CASTOR[®] BR3 as well as the chosen materials like ductile cast iron, stainless steel, polyethylene and the aluminium coated metal seals have been examined regarding the special requirements during an interim storage period of at least 50 years

6 CASK MONITORING SYSTEM

During the cask storage period of 50 years, the leak tightness of the storage casks has to be monitored permanently. The leak tightness of the cask is maintained by the primary lid as the first barrier and the secondary lid as the second barrier. Both lids are sealed by metal gaskets.

In the cask cavity, an internal pressure of < 500 hPa even in the case of max heat load and design boundary conditions will be adjusted. The interlid space between the primary and secondary lid is filled with helium gas to a pressure of approx. 6 000 hPa. The pressure between those barriers is adjusted higher than inside the cask in order to hinder the release of activity because the gas flow is always directed into the cask interior, i.e. a safety related pressure difference. The pressure in the interlid space is monitored by a pressure sensor which is mounted to the secondary lid. The pressure sensor is designed in the way that if the gas pressure in the interlid space drops to a defined lower level value, the pressure sensor will actuate an alarm to the cask monitoring system.

Fig. 2 gives a schematic drawing of the diaphragm-type pressure sensor used as standard in CASTOR[®] casks and also in the CASTOR[®] BR3. This pressure sensor has the function of monitoring the pressure set up between the primary and secondary lid barrier of the cask. The set point at which the main switch closes is set during the manufacturing of the pressure sensor and is determined by the inert gas pressure within the reference volume, the gas temperature and the characteristics of the main diaphragm. Pressurizing the interlid space to approx. 6 000 hPa causes the main switch to close.

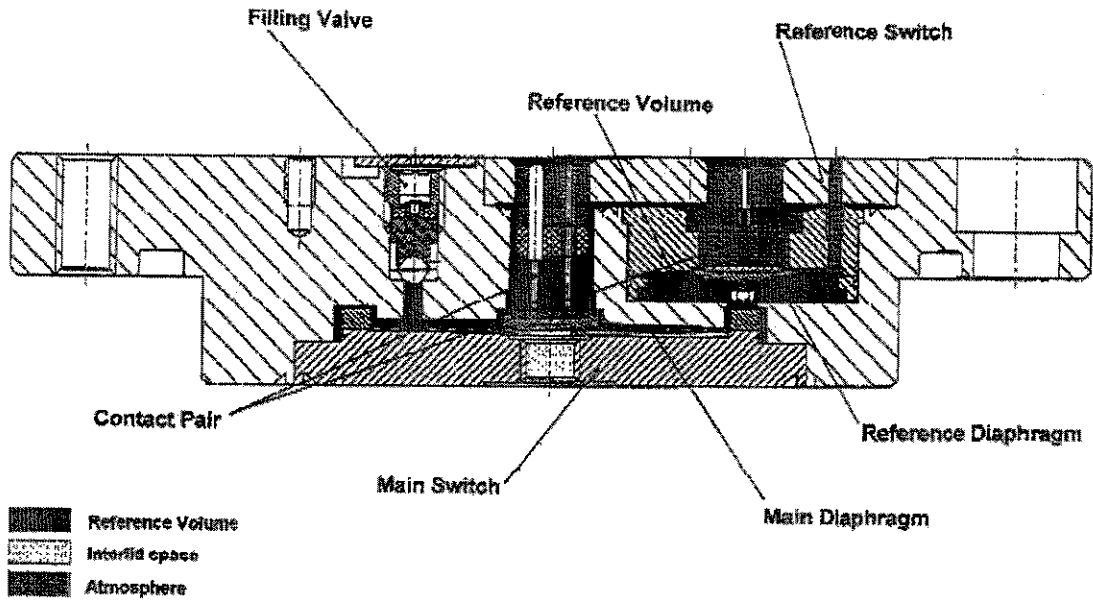


Fig 2 Pressure sensor

If the interlid pressure decreases below the main switch switching pressure, the contacts open and an electrical signal is generated causing an alarm. The reference switch monitors the pressure in the reference volume and serves as a surveillance of the function of the main switch. If a drop of the pressure in the reference volume should occur, the contacts of the reference switch will open and cause an alarm of the cask monitoring system while the main switch remains closed. Due to its design the pressure sensor is self-monitoring and gives an alarm if a leakage of one of the two barriers occur or in case of a malfunction of the pressure sensor itself.

REFERENCES

- Ref 1 IAEA SAFETY STANDARDS
 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material,
 1996 Edition NO. ST/M
 International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996

3 Slutförvaring med det svenska KBS-3-konceptet

Sammanfattning

Ett antal år tillbaka när frågan var aktuell avseende möjlig slutförvaring av R1-bränsle i svenskt kristallinskt berg genomförde SKB en litteraturstudie avseende "Corrosion of U(s) in granitic groundwater conditions (Thermodynamic, kinetic and mechanistic aspects) författad av Jordi Bruno och Kastriot Spahiu. Författarna sammanfattar sin litteraturstudie enligt följande:

Metallic uranium is highly unstable in the presence of water and it oxidizes spontaneously to UO_{2+x} oxides.

The rate of corrosion is fast in oxic and even faster under reducing conditions. This is probably due to the formation of a protective UO_{2+x} layer at an earlier stage in the presence of oxygen.

The corrosion reaction is moderately exothermic but generates 2–2.33 mole of H_2 gas per mole of U corroded, depending on the redox condition.

The different scenarios have been considered, an early oxidized groundwater penetration in the post-closure period and a more probable intrusion of anoxic groundwater after canister failure (≥ 1000 y).

The two scenarios give comparable results, although the corrosion is faster and more energetic in the anoxic case. The power generated in the corrosion reaction gives comparable values to the residual heat obtained by spent fuel after $10E4$ - $10E5$ years of disposal (1-4 W/tU).

Av sammanfattning ovan framgår klart att slutförvar i svenskt kristallinskt berg bedöms som olämpligt.

4 Gudowski-rapporten

Professor Waclaw Gudowski vid KTH har på uppdrag av miljödepartementet utrett möjliga alternativ till omhändertagande (upparbetning) av R1-bränslet (enligt miljödepartementet var det på hans eget initiativ). Gudowski har analyserat möjligheterna i USA och Ryssland.

USA

Gudowski konstaterar att f n saknas tekniska möjligheter till att upparbeta utländskt civilt metalliskt bränsle. Vidare konstaterar Gudowski att ett projekt pågår inom US Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) vilket syftar till att runt år 2015 kunna upparbeta denna typ av bränsle.

Enligt SKB IC bedöms konceptet som ointressant eftersom osäkerheterna lär vara stora över projektets genomförande. Dessutom tillåts f n ej upparbetning i USA av civilt bränsle.

Ryssland

Gudowski diskuterar fyra anläggningar i Ryssland vilka möjligen har tekniska förutsättningar att upparbeta R1-bränslet. The Khiopin Radium Institute, St. Petersburg, The Krasnoyarsk plant – the "Mining Chemical Combinate", MAYAK facility in Ural-regionen samt Research Institute of Nuclear Reactors – RIAR Dmitrovgrad.

The Khiopin Radium Institute (KRI) har tekniska möjligheter att upparbeta R1-bränslet i s k "batcher". R1-bränslet har dock för långa stavar och måste först kapas på annan plats innan transport till KRI. Dessutom redovisas inte huruvida KRI förfogar över en vitrifikationsanläggning. SKB IC:s uppfattning är att det högaktiva sannolikt måste återsändas till Sverige oavsett var i Ryssland upparbetning sker, vilket även är i linje med den nuvarande ryska lagstiftningen vad gäller utländskt bränsle.

The Krasnoyarsk plant förfogar över en gammal PUREX-anläggning vilken troligtvis fortfarande upparbetar med syfte att framställa militärt plutonium. Här föreligger likartade problem som vid KRI vad gäller längden av bränslestavarna. SKB IC bedömer det som orealistiskt att skicka svenskt bränsle till en rysk anläggning avsedd enbart för militära ändamål.

Mayak

SKB IC har vid ett flertal tillfällen besökt Mayak-komplexet och även för bl a EC genomfört konsultuppdrag avseende mellanlagring av använt bränsle från atomubåtar. Mayak är en av jordens mest nedsmutsade platser vad avser radioaktivitet och det bedöms som politiskt omöjligt att skicka svenskt bränsle till denna platsen, ej mer sagt om detta.

Research Institute of Nuclear Reactors – RIAR Dmitrovgrad

En forskningsanläggning som bl a utvecklar avancerad teknik inom upparbetning. Gudowski konstaterar att RIAR är sannolikt det enda realistiska alternativet i Ryssland. Gudowski refererar till en avancerad teknik där hela bränslet konverteras till oxidform m a o ingen separation av plutonium.

Gudowski konstaterar avslutningsvis att det enda realistiska alternativet till upparbetning av R1-bränslet är att skicka det till BNFL.

SKB IC bedömer det som orealistiskt att skicka R1-bränslet till Ryssland beroende på: politiskt ogenomförbart, tekniskt nedgångna anläggningar i Ryssland, avfallet måste sannolikt bli kvar i Ryssland samt förknippat med mycket höga kostnader.