

RSK - STELLUNGNAHME

Spezifikation der Fa. Areva/Cogema zu hochdruckkompaktierten radioaktiven Abfällen (CSD-C) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen

08.09.2005 (386. Sitzung)

Inhaltsverzeichnis

1	Beratungsauftrag
2	Beratungshergang
3	Beratungsumfang
4	Bewertungsmaßstäbe
5	Herstellung und spezifizierte Eigenschaften der Gebinde
5.1	Herstellung und Zusammensetzung der CSD-C
5.2	Das Radionuklidinventar und seine Ermittlung
5.3	Weitere Gebindeeigenschaften
6	Maßnahmen der Qualitätssicherung und der Produktkontrolle
7	Transport- und Behälterkonzept
8	Zwischenlagerkonzept und daraus resultierende Anforderungen
9	Endlagerrelevante Eigenschaften
10	Zusammenfassung

1 Beratungsauftrag

Mit Schreiben RS III 3 – 17015-18042 FRA/6 vom 26.05.2004 [1] hat das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) der RSK einen Auftrag zur Beratung der Areva/Cogema-Spezifikation für die nach Deutschland zurückzunehmenden hochdruckkompaktierten radioaktiven Abfälle (Colis Standard des Déchets Compactés, CSD-C) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen in La Hague erteilt.

Eine Entscheidung des BMU über die Zustimmung zu dieser Spezifikation („approval“), welche die GNS mit Schreiben vom 12.02.2004 [2] an das BMU beantragt hat, muss innerhalb von zwei Jahren erfolgen. Der Antragsumfang entspricht den mit DSIN-Schreiben vom 27.11.2001 [7] definierten Einschränkungen des Konditionierungsbetriebes gegenüber der Spezifikation.

Das zu beurteilende Abfallprodukt wird in den folgenden Unterlagen beschrieben:

- Specification for Compacted Waste Standard Residue from Light Water Reactor Fuels (CSD-C); Areva/Cogema-Unterlage vom 03.07.2001 (Revision 03) [3]

und zugehöriges

- Booklet CSD-C der Areva/Cogema vom 14.10.2003 [4].

Ferner wurden bei der RSK-Beratung die Unterlagen [5-21] berücksichtigt.

Ziel des Beratungsauftrages an die RSK, so das BMU, sei die Beantwortung der Frage, ob die vorgelegte Spezifikation den Anforderungen entspreche, die an die Abfälle nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu stellen seien, um einen sicheren Transport, die Zwischenlagerung über einen längeren Zeitraum und die Möglichkeit zur Endlagerung sicher zu stellen. Dabei seien insbesondere die folgenden Themenbereiche zu betrachten:

- spezifizierte Eigenschaften der sog. CSD-C mit kompaktierten Abfällen,
- Maßnahmen der Qualitätssicherung und der Produktkontrolle,
- Transport- und Behälterkonzept,
- Zwischenlagerkonzept und daraus resultierende Anforderungen und
- endlagerrelevante Eigenschaften.

Das BMU bat die RSK, die Beratungen nach Möglichkeit bis Oktober 2005 abzuschließen.

Innerhalb der RSK hat der Ausschuss VER- UND ENTSORGUNG die Thematik beraten und hierzu den Entwurf einer Stellungnahme erarbeitet.

2 Beratungshergang

Der RSK-Ausschuss VER- UND ENTSORGUNG wurde auf seiner 35. Sitzung am 13.05.2004 von BMU und GNS über den Stand des Zustimmungsverfahrens zur CSD-C-Spezifikation und zu der von der GNS geplanten zeitlichen Abfolge der Rückführung der CSD-C informiert.

Der Vorsitzende des Ausschusses VER- UND ENTSORGUNG hat die RSK darüber auf deren 374. Sitzung am 22.07.2004 informiert.

Der RSK-Ausschuss VER- UND ENTSORGUNG hat zur Beratung der CSD-C-Spezifikation die Ad-hoc-Arbeitsgruppe SPEZIFIKATIONEN eingerichtet, die sich mit den im BMU-Auftrag genannten Themenbereichen befasst und zu beratende Fragestellungen herausgearbeitet hat. Hierfür wurden Aspekte identifiziert, zu denen die Firmen GNS und Areva/Cogema auf den Arbeitsgruppensitzungen bis Mai 2005 ausführliche Erläuterungen gegeben haben.

Die Ad-hoc-Arbeitsgruppe hat sich auf acht Sitzungen (am 23.06.2004, 14.09.2004, 26.10.2004, 08.12.2004, 10.02.2005, 08.03.2005, 11.05.2005 und 01.06.2005) mit den sicherheitstechnischen Sachverhalten befasst.

Außerdem hat sich die Ad-hoc-Arbeitsgruppe im Rahmen eines Informationsbesuches in der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague der Fa. Areva/Cogema (am 09. und 10.11.2004) über die technischen Abläufe bei der CSD-C-Konditionierung und messtechnischen Charakterisierung informiert und mit den Firmen Areva/Cogema und GNS über sicherheitstechnische Sachverhalte diskutiert.

Auf der Basis der bei der Durchsprache einer Fragenliste herausgearbeiteten Sachverhalte wurde auf den oben genannten Sitzungen der Ad-hoc-Arbeitsgruppe im ersten Halbjahr 2005 eine RSK-Stellungnahme vorbereitet, die in der 43. und 44. Sitzung RSK-Ausschuss VER- UND ENTSORGUNG am 16.06.2005 bzw. 31.08./01.09.2005 beraten wurde. Wesentliche Aspekte wurden gemeinsam vom RSK-Ausschuss VER- UND ENTSORGUNG und der GPD in ihrer Sitzung am 28./29.06.2005 in Avignon/Marcoule erörtert und beraten. Der in der 44. Ausschusssitzung am 31.08./01.09.2005 verabschiedete Entwurf lag der RSK in ihrer 386. Sitzung am 08.09.2005 zur Beratung vor und wurde dort verabschiedet.

3 Beratungsumfang

Die französischen Behörden haben in der Genehmigung des ACC-Anlagenbetriebes [7] Einschränkungen hinsichtlich der zu konditionierenden Abfälle festgelegt. Auf dieser Genehmigung basiert der Approval-Antrag der GNS [2]. Entsprechend den Einschränkungen der Genehmigung [7] gilt die folgende Bewertung der RSK nur für Abfallgebände mit Hülsen und Strukturteilen von Brennelementen mit einem Abbrand von maximal 45.000 MWd/Mg SM, die keine Hülsen und Strukturteile von Mischoxid-Brennelementen und keine Strukturteile aus M5-Stahl enthalten. Auch Hülsen und Strukturteile aus dem UP2-HAO-Silo, die mit Schnellbrütermaterialien vermischt sind, werden hier nicht berücksichtigt. Hinsichtlich der technologischen Abfälle in den CSD-C beschränkt sich die vorliegende Stellungnahme entsprechend dem eingeschränkten

Genehmigungsumfang [7] auf metallische Abfälle ohne nennenswerte Anteile an organischen Bestandteilen, sowie ohne kompaktierte „debris pots“ (Edelstahlbehälter mit dekantierten Auflöserrückständen).

4 Bewertungsmaßstäbe

Einleitend für ihre Beratungen hat sich die Ad-hoc-Arbeitsgruppe mit den bisher bereits vom BMU erteilten Zustimmungen („approvals“) zur Rückführung von radioaktiven Wiederaufarbeitungsabfällen und mit den zugehörigen RSK-Stellungnahmen befasst (RSK-Stellungnahme vom 16.09.1993, 278. RSK-Sitzung: „Spezifikationen der Cogema für die Konditionierung von Hülsen und Strukturteilen aus der Wiederaufarbeitung von bestrahlten LWR-Brennelementen“ und RSK-Stellungnahme vom 16.09.1992, 271. RSK-Sitzung: „Spezifikationen der BNFL zu mittelaktiven Abfallprodukten aus der Wiederaufarbeitung von bestrahlten LWR-Brennelementen aus deutschen Kernkraftwerken; hier: Hülsen und Strukturteile“).

Maßstab für die sicherheitstechnische Bewertung der im BMU-Auftrag genannten Aspekte stellen

- die Sicherheitsanforderungen der RSK an die längerfristige Zwischenlagerung von schwach- und mittelradioaktiven Abfällen (Fassung vom 16.10.2003) [13],
- die Anforderungen des BfS an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen; Stand: Dezember 1995) – Schachtanlage Konrad [14],
- Stellungnahme Nr. 7 des Arbeitskreises HAW-Produkte [15] sowie
- die Strahlenschutzverordnung [16] dar.

Hinsichtlich einer möglichen gemeinsamen Lagerung mit bestrahlten Brennelementen sind auch die Sicherheitstechnischen Leitlinien der RSK für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern (in der Fassung vom 05.04.2001) [17] berücksichtigt worden. Ferner sind die Diskussionsergebnisse des RSK-Workshops „Längerfristige Zwischenlagerung von Abfällen“ am 28. und 29.05.2002 [18] in Jülich in die Beratungen eingeflossen.

5 Herstellung und spezifizierte Eigenschaften der Gebinde

5.1 Herstellung und Zusammensetzung der CSD-C

Sachverhalt

Der zu kompaktierende Abfall besteht nach Abschätzungen von Areva/Cogema langfristig zu 90 % aus Hülsen und Strukturteilen bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelemente und zu 10 % aus technologischen Abfällen. Entsprechend der vorgelegten Spezifikation [3, 4] können die CSD-C kompaktierte Hülsen und

Strukturteile bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelemente sowie kompaktierte technologische Abfälle grundsätzlich in einem beliebigen Verhältnis zwischen 0 und 100 % enthalten. Vor der Kompaktierung erfolgt keine Mischung der Abfallströme. Im Prinzip kann ein Gebinde daher auch zu 100 % aus kompaktierten Hülsen und Strukturteilen oder zu 100 % aus kompaktierten technologischen Abfällen bestehen [3, 4]. Die Herstellung des Abfallproduktes erfolgt in der ACC-Anlage (Atelier de Compactage des Coques) am Standort der Wiederaufarbeitungsanlage der Areva/Cogema in La Hague.

Die Hülsen und Strukturteile werden der ACC-Anlage entweder aus der Unterwasserlagerung in vorher entwässerten Fässern oder direkt aus dem Wiederaufarbeitungsprozess (Head End) in Transferfässern zugeführt. In der Hauptprozesszelle der ACC-Anlage werden die Materialien zunächst im sogenannten „poste 0“ radiologisch charakterisiert und dann in 90 l-Presskartuschen umgefüllt. In den Kartuschen werden die Materialien mit auf 200°C erwärmtem Stickstoffgas bei festgelegter Durchflussrate durchströmt und dadurch getrocknet. Nach Erreichen des Trocknungskriteriums von 540 ppmv für den Wasserdampfgehalt des aus der Kartusche austretenden Gases erfolgt das Umsetzen der Kartusche in die Kompaktierungsstation. Der Pressdruck beträgt 200 MPa.

Der technologische Abfall besteht aus metallischen Komponenten und Materialien aus den heißen Zellen des Wiederaufarbeitungsprozesses. Es handelt sich ausschließlich um Betriebsabfälle. Das zur Kompaktierung zugelassene Material ist bisher auf Metalle und Legierungen beschränkt. Nichtmetallische und nennenswerte organische Bestandteile sind derzeit ausgeschlossen [12]. Als nicht nennenswerte Menge stuft Areva/Cogema 10 g Organika pro CSD-C ein. Im Rahmen des technologischen Abfalls können auch Sonderabfälle, im Wesentlichen Metallfilter, verarbeitet werden. Abhängig von der Abfallart oder Abfallgeometrie kann Abfall vorzerlegt oder vorverpresst werden. Nach Einbringen in die 90 l-Presskartuschen wird der Abfall dann ebenfalls in die Hauptprozesszelle der ACC-Anlage eingebracht. Dort kommt er entweder direkt in die Kompaktierungsstation oder wird vorher in der selben Weise wie die Hülsen und Strukturteile getrocknet.

Die entstandenen Presslinge werden in die CSD-C eingebracht. Soll das CSD-C Presslinge aus technologischem Abfall enthalten, werden diese immer zuerst in das Gebinde eingebracht. Zur Optimierung der Füllhöhe enthält jedes Gebinde in der Regel fünf bis sieben Presslinge gleichen Durchmessers. Die Presslinge werden seitlich mit Federn sowie am Kopfbende mit Blockern fixiert. Zur Vermeidung äußerer Kontaminationen durch Freisetzungen aus dem Inneren des Gebindes wird während des folgenden Transportes in die Schweißstation ein Deckel in das Gebinde eingelegt. In der Schweißstation wird der Gebindekopf aufgeschweißt und anschließend eine Kontaminationskontrolle an der Gebindeaußenseite vorgenommen. Falls erforderlich, wird das Gebinde dekontaminiert. Im sogenannten „poste 2“ [21] der ACC folgt die Ermittlung des radiologischen Inventars durch γ -Spektroskopie sowie über aktive und passive Neutronenmessung und dann die Zwischenlagerung im ECC-Lager (Entreposage des Coques Compactés) bis zum Abtransport zum Kunden.

Bewertung

Die RSK begrüßt die von Areva/Cogema vorgenommene Änderung der Konditionierungsmethode insbesondere für die Hülsen und Strukturteile aus der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente. Die Kompaktierung stellt gegenüber der ursprünglich vorgesehenen Zementierung vor allem durch die Reduzierung des Gasbildungspotenzials sowie der Freisetzung leichtflüchtiger Radionuklide einen Beitrag zur Erhöhung der Sicherheit bei der Zwischen- und Endlagerung dar. Sie reduziert darüber hinaus das in die Bundesrepublik zu transportierende und hier zwischen- und später endzulagernde Volumen der Abfälle.

Die Genehmigung zum Betrieb der ACC-Anlage [7] enthält Einschränkungen (siehe Kapitel 3). Die Areva/Cogema ist bestrebt, diese Einschränkungen schrittweise aufheben zu lassen. Durch eine geeignete Produktkontrolle ist sicherzustellen, dass in den nach Deutschland zu transportierenden CSD-C nur die nach dem Stand dieser Stellungnahme zugelassenen Abfälle enthalten sind. Für die Rücknahme von CSD-C, die andere Abfälle enthalten, sind von der Areva/Cogema neue Spezifikationen oder zusätzliche Nachweise zum Approval vorzulegen.

Die von Areva/COGEMA vorgesehene Vermischung von Hülsen- und Strukturteilen mit Technologieabfällen wird grundsätzlich von der RSK nicht als optimal betrachtet. Bezogen auf den hier vorliegenden Antragsgegenstand sieht die RSK keine zwingenden Nachteile, die eine Ablehnung der Vermischung begründen können.

Im Gegensatz dazu empfiehlt die RSK aber, grundsätzlich auf organische Bestandteile im technologischen Abfall zu verzichten, um die Gasbildung durch Radiolyse und mikrobielle Zersetzung möglichst weitgehend zu reduzieren. Damit können ein Druckaufbau bei der Zwischen- und Endlagerung und eine negative Beeinflussung des chemischen Milieus vermieden werden. Aus Sicht der RSK bestehen keine Einwände gegen die derzeit von Areva/Cogema verwendete Quantifizierung von maximal 10 g Organika pro CSD-C im oben genannten Sinne als nicht nennenswerte Menge.

Die Eigenschaften des Abfallgebindes CSD-C können durch in ihm ablaufende chemische Prozesse, z. B. Korrosion, verändert werden. Eine Ursache für solche Prozesse ist die Anwesenheit von Feuchtigkeit. Die Ad-hoc-Arbeitsgruppe hat sich u. a. durch Ausführungen der TÜV Nord EnSys Hannover zu Erfahrungen mit der Trocknung von Abfällen davon überzeugt, dass die von der Fa. Areva/Cogema eingesetzte Trocknungsmethode einschließlich des verwendeten Kriteriums dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Für die derart getrockneten Abfälle sind daher keine durch Feuchte verursachten Beeinträchtigungen der Stabilität der Abfallgebinde zu erwarten.

Für die technologischen Abfälle ist keine generelle Trocknung vor der Kompaktierung vorgesehen. Bisher liegen der RSK keine bewertbaren Kriterien für die Entscheidung vor, welche technologischen Abfälle getrocknet werden sollen. Die RSK hält es für erforderlich, dass ein nachvollziehbares und überprüfbares Kriterium definiert wird, das im Rahmen der Produktkontrolle geprüft werden kann.

Für die vorliegende Stellungnahme lagen keine belastbaren Daten zu der Menge von Nitrit/Nitrat pro CSD-C vor. Nitrit/Nitrat können die Korrosion und die mikrobielle Zersetzung auch von geringen Mengen Organika in den Abfällen fördern. Daher sollte die Menge von Nitrit/Nitrat bekannt sein, um ggf. Limitierungen festzulegen. Deshalb empfiehlt die RSK, diesen Punkt im Rahmen der Verfahrensqualifikation anhand aktueller Prozessdaten abschließend zu bewerten.

5.2 Das Radionuklidinventar und seine Ermittlung

Sachverhalt

Das Aktivitätsinventar der Abfälle beinhaltet hauptsächlich:

- Aktivierungsprodukte, die während der Standzeit im Reaktor in Hülsen und Strukturteilen im Wesentlichen durch (n,γ)-Reaktionen gebildet wurden. Hauptaktivitätsträger ist ^{60}Co . Insbesondere im Hinblick auf die Endlagerung sind auch aktivierte Spurenelemente in den Hülsen und Strukturteilen wie Nb, Zr, Ni, und C relevant.
- Kernbrennstoffe und Spaltprodukte, die während des Auflösungsprozesses bei der Wiederaufarbeitung nicht vollständig in Lösung gegangen sind und den Hülsen und Strukturteilen noch anhaften,
- Flüchtige Radionuklide wie ^3H , ^{85}Kr und ^{129}I , die während des Reaktorbetriebes in die Zircaloy-Hülsen diffundiert sind,
- Kernbrennstoffe, Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte, die an technologischen Abfällen durch die Wiederaufarbeitung anhaften oder in ihnen enthalten sind.

Areva/Cogema gibt für das Inventar bestimmter Radionuklide in [9] und in [3] Garantiewerte an, die pro CSD-C nicht überschritten werden dürfen. Für diese und weitere Radionuklide werden darüber hinaus typische Inventarwerte genannt. Die Aktivitätsinventare der einzelnen Radionuklide beziehen sich jeweils auf das Produktionsdatum der CSD-C.

Die Ermittlung des radioaktiven Inventars erfolgt am fertiggestellten CSD-C für das gesamte Gebinde im sogenannten „poste 2“ (Messstation 2) des ACC vor der Überstellung in das ECC-Lager.

Bei der Ermittlung des radioaktiven Inventars geht Areva/Cogema von folgenden Randbedingungen aus:

- die Messmethode soll unabhängig von einer Dokumentation der Brennelementhistorie erfolgen können (für Altabfälle liegt keine Dokumentation vor bzw. einige wichtige Radionuklide sind nicht mehr messbar),
- der Abbrand wird durch das Aktivitätsverhältnis $^{154}\text{Eu}/^{137}\text{Cs}$ ermittelt,

- die Abklingzeit wird durch das Aktivitätsverhältnis $^{154}\text{Eu}/^{134}\text{Cs}$ ermittelt und
- für die Aktivitätsberechnungen wird der Code CESAR 4.33 benutzt.

Die β/γ -strahlenden Radionuklide werden mit fünf übereinander liegenden und jeweils mit einem festen und einem justierbaren Kollimator ausgerüsteten Ge-Detektoren gemessen. Aus den γ -Spektren werden die Aktivitäten einzelner Schlüsselnuklide direkt bestimmt. Die β/γ -strahlenden Radionuklide werden in sieben sogenannte Familien eingeteilt; in den Familien 1-6 werden die Aktivitäten der Radionuklide aus den zugehörigen gemessenen Schlüsselnukliden durch Korrelationen berechnet.

Tabelle 1: Gemessene (Fettdruck) und berechnete β/γ -strahlende Radionuklide

Familie 0	Familie 1	Familie 2	Familie 3	Familie 4	Familie 5	Familie 6
$^3\text{H}^*$	^{36}Cl	$^{108\text{m}}\text{Ag}$	^{79}Se	$^{144}\text{Ce} + \text{Pr}$	$^{90}\text{Sr} + \text{Y}$	^{103}Ru
$^{85}\text{Kr}^*$	^{41}Ca	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	^{124}Sb	^{147}Pm	^{93}Zr	$^{106}\text{Ru} + \text{Rh}$
$^{129}\text{I}^*$	^{54}Mn	^{134}Cs	^{125}Sb	^{151}Sm	^{95}Zr	^{107}Pd
$^{14}\text{C}^{**}$	^{55}Fe	^{135}Cs	^{126}Sn	^{152}Eu	^{94}Nb	
	^{58}Co	^{137}Cs		^{154}Eu	^{95}Nb	
	^{59}Ni			^{155}Eu	^{99}Tc	
	^{60}Co					
	^{63}Ni					
	^{93}Mo					

* aus ^{137}Cs berechnet

** aus dem Mittelwert der Brennelemente berechnet

Mit Hilfe von aktiven und passiven Neutronenmessungen werden die Aktivitäten einzelner α -strahlenden Schlüsselnuklide bestimmt. Die α -strahlenden Radionuklide werden in drei Familien eingeteilt und aus den zugehörigen Schlüsselnukliden durch Korrelationen berechnet.

Tabelle 2: Gemessene (Fettdruck) und berechnete Alpha-Nuklide

Familie 7	Familie 8-a	Familie 8-b
²²⁶ Ra	²³² Th	²²⁷ Ac
²³¹ Pa	²³² U	²³⁸ Pu
²³⁷ Np	²³³ U	²³⁹ <i>Pu</i>
²⁴¹ <i>Am</i>	²³⁴ U	²⁴¹ <i>Pu</i>
^{242m} Am	²³⁵ U	²⁴² Pu
²⁴³ Am	²³⁶ U	²⁴³ Pu
²⁴² Cm	²³⁸ U	
²⁴⁴ <i>Cm</i>		
²⁴⁵ Cm		
²⁴⁷ Cm		
²⁴⁸ Cm		
²⁴⁹ Cf		
²⁵¹ Cf		
²⁵² Cf		

Bewertung

Im Hinblick auf eine ausreichende Eingrenzung der radiologischen Eigenschaften der CSD-C durch die von Areva/Cogema vorgegebenen Garantiewerte sind aus heutiger Sicht der RSK keine Defizite erkennbar. Das Radionuklidinventar von ⁶⁰Co ist zwar nicht als Garantiewert in der Spezifikation enthalten, wird aber indirekt durch den Garantiewert Wärmeleistung beschränkt, zu der ⁶⁰Co den überwiegenden Anteil liefert. Auf Basis der Aktivitätsangaben für die einzelnen Radionuklide zu dem jeweiligen Produktionsdatum der CSD-C können, falls erforderlich, die Radionuklidinventare zu beliebigen anderen Zeitpunkten wie Abtransport- oder Einlagerungszeitpunkt der Gebinde ermittelt werden.

Bezüglich der Messmethoden und -genauigkeiten wurde von der RSK eine Plausibilitätsprüfung vorgenommen. Nach Einschätzung der RSK handelt es sich bei der Messstation 2 des ACC um ein hochwertiges Messsystem. Eine endgültige Beurteilung, vor allem hinsichtlich der erforderlichen Empfindlichkeit, muss im Rahmen der Verfahrensqualifikation durch das BfS erfolgen.

Areva/Cogema hat die prinzipielle Vorgehensweise zur Bestimmung der Aktivitäten für die im technologischen Abfall enthaltenen Radionuklide über Korrelationsfaktoren nachvollziehbar erläutert. Die RSK stimmt dieser Vorgehensweise zu. Die quantitativen Unsicherheiten bei der diesbezüglichen Inventarermittlung sollten aus Sicht der RSK im Rahmen der Verfahrensqualifikation durch das BfS und ggf. in verfahrensbegleitenden Kontrollen beurteilt werden.

Für die Ermittlung des Radionuklidinventars spielt ⁶⁰Co eine zentrale Rolle. Um aus dem gemessenen Wert richtige Schlussfolgerungen ziehen zu können, ist der Verunreinigungsgrad der Brennelement-Werkstoffe

mit Kobalt vor dem Reaktoreinsatz ein wichtiger Parameter. Bei der Qualifizierung der Messeinrichtungen im Rahmen der Verfahrensqualifikation durch das BfS ist nachzuweisen, dass auch bei hohem ^{60}Co -Untergrund keine unzulässige Beeinträchtigung der Nachweisgrenzen für die Bestimmung der anderen relevanten Radionuklide erfolgt. Im Hinblick auf eine möglichst vollständige und nachvollziehbare Dokumentation der CSD-C für die Zwischen- und Endlagerung empfiehlt die RSK, die der Inventarbestimmung zu Grunde gelegten γ - und n-Spektren der jeweiligen Gebindedokumentation beizufügen.

5.3 Weitere Gebindeeigenschaften

Sachverhalt

Zu den radiologischen Eigenschaften der CSD-C gehören neben dem Radionuklidinventar auch die Gamma-Dosisleistung an der Gebindeoberfläche, als Garantiewert mit maximal $150 \text{ Gy} \cdot \text{h}^{-1}$ spezifiziert, und die nicht fest haftende Oberflächenkontamination der CSD-C, als Garantiewert mit maximal 4 Bq/cm^2 für β -/ γ -Strahler und $0,4 \text{ Bq/cm}^2$ für α -Strahler spezifiziert [3]. Durch die radiologischen Eigenschaften bedingt ist auch der mit maximal 90 W spezifizierte Wert für die Wärmeleistung. Diese Garantiewerte gelten nach [3] jeweils für den Zeitpunkt des Abtransportes aus La Hague.

Die Konstruktion und die Abmaße der CSD-C entsprechen denen der verglasten Abfälle (CSD-V). Ein CSD-C wiegt maximal 850 kg . Bei den CSD-C wird nicht nur der Deckel – wie bei der CSD-V – sondern der gesamte Kopf angeschweißt. Für die Schweißnaht wird die Einhaltung bestimmter Schweißparameter bestätigt. Der Innendeckel und der Gebindekopf sind jeweils mit einem Sintermetallfilter ausgestattet, um im Abfall entstehende Gase ableiten zu können. Diese Filter können u. U. durch Verschlussdeckel nachträglich gasdicht verschlossen werden. Die Genehmigung der DSIN [7] enthält hierzu Auflagen, die die Entwicklung eines Prozesses zum Verschließen dieser Poral-Filter fordern, falls der Ausschluss einer während der Zwischenlagerung durch die Filter verursachten inneren Korrosion der CSD-C nicht geführt werden kann.

Für die einzelnen Presslinge werden Restfeuchtigkeit, Pressdruck, Höhe, Gewicht und Dichte sowie bei technologischen Abfällen deren Herkunft und Menge dokumentiert. Untersuchungen von Areva/Cogema zur Auslaugrate haben bei Wasserflutung eine Freisetzung innerhalb eines Jahres von 2% des Alpha-Gesamtinventars und $0,5 \%$ des Beta-Gesamtinventars [4] ergeben.

Bewertung

Die RSK begrüßt, dass durch Konstruktion und Abmaße der CSD-C eine einheitliche Handhabung sowie die Nutzung der gleichen Handhabungseinrichtungen wie für die CSD-V (verglaste HAW-Abfälle) möglich werden. Dies hat logistische und sicherheitstechnische Vorteile für die Zwischen- und Endlagerung.

Die RSK ist der Auffassung, dass die Schweißnaht bei den CSD-C sicherheitstechnisch relevante Funktionen (z. B. Lastkette) erfüllen muss. Daher muss die Erfüllung entsprechender Anforderungen im Rahmen der Verfahrensqualifikation durch das BfS geprüft und ggf. durch fertigungsbegleitende Kontrollen nachgewiesen werden.

Eine wesentliche Eigenschaft des Abfallgebindes ist die mögliche Gasbildung. Bei Abfällen ohne organische Anteile wird sie hauptsächlich durch Radiolyse und Korrosion verursacht, sofern Feuchtigkeit vorhanden ist. Die mechanische Stabilität der CSD-C wird nicht beeinträchtigt, da die Gase über Filter aus den CSD-C entweichen können und dadurch ein Druckaufbau verhindert wird. Die Menge der gebildeten Gase ist jedoch auch für die Zwischen- und Endlagerung sicherheitstechnisch relevant. Nach den Ausführungen der GNS [12] ist die Gasbildungsrate bei den derzeit zur Konditionierung zugelassenen Abfällen gering (siehe auch Kap. 8). Die RSK teilt diese Erwartungshaltung für CSD-C ohne nennenswerte Bestandteile an Organika und mit geringer Restfeuchte und ist mit der geplanten Vorgehensweise (Filter) einverstanden. Für den Fall, dass die CSD-C gasdicht verschlossen werden sollen, ist nachzuweisen, dass ein eventueller Druckaufbau in einem zulässigen Rahmen bleibt.

6 Maßnahmen der Qualitätssicherung und der Produktkontrolle

Sachverhalt

Neben der Areva/Cogema-eigenen Qualitätssicherung, die Gesamtanlage in La Hague ist nach ISO 9001-2000 zertifiziert, führt das Bureau Veritas (BV) im Auftrag der Kunden unabhängige Inspektionen durch [12]. Sowohl die Areva/Cogema als auch BV stellen für jedes produzierte CSD-C in Analogie zu dem Verfahren bei der Rückführung der verglasten Spaltprodukte (CSD-V) ein Konformitätszertifikat aus. Bei der Rückführung der CSD-V werden, nach der erfolgten vorlaufenden Verfahrensqualifikation die qualitätssichernden Arbeiten der Areva/Cogema und des BV durch das BfS bzw. dessen hinzugezogenen Sachverständigen überwacht und die Einhaltung der Endlageranforderungen bestätigt. Darüber hinaus wird bei der Rückführung der CSD-V die Einhaltung der Zwischenlageranforderungen vor der Beladung und während der Abfertigung der Zwischenlager-Behälter durch die Aufsichtsbehörde des Zwischenlagers überprüft.

Bewertung

Die für die Rückführung der CSD-V eingeführte Vorgehensweise zur sicheren Einhaltung aller aus dem Transport, der Zwischen- und der Endlagerung resultierenden Anforderungen hat sich seit ca. zehn Jahren bewährt und sollte aus Sicht der RSK auch für den Abfallstrom der CSD-C eingeführt werden.

Das Ziel der Abfallkonditionierung ist die Herstellung von zwischen- und endlagerfähigen Abfallgebinden. Die endlagerrelevanten Eigenschaften geben die entsprechenden Randbedingungen für diese endlagergerechte Konditionierung: Für Abfälle mit Wärmeentwicklung gibt es zurzeit nur qualitative

Anforderungen [15]. Die von Areva/Cogema vorgeschlagenen quantitativen Spezifikationen liegen aus Sicht der RSK innerhalb der zu erwartenden Anforderungen. Erforderlichenfalls kann durch Abklinglagerung oder zusätzliche Verpackung die Endlagerfähigkeit hergestellt werden.

Im Rahmen der Produktkontrolle radioaktiver Abfälle sind sowohl die Anforderungen des Endlagers als auch solche Anforderungen zu berücksichtigen, die sich aus den Bestimmungen für die Zwischenlagerung ergeben. Die Produktkontrolle hat als Basis die Sicherstellung der im Approval-Verfahren festgelegten Garantiewerte und Spezifikationen. Die Konditionierung der wärmeentwickelnden Abfälle erfolgt derzeit über qualifizierte Verfahren. Schwerpunkt der Verfahrensqualifikation sollte aus Sicht der RSK neben dem Prozessablauf und den für die Zwischen- und Endlagerung sicherheitstechnisch relevanten Eigenschaften der CSD-C insbesondere die Qualifizierung der Messmethoden (u. a. hinsichtlich Messwerterfassung, Messgenauigkeit und Aussagekraft) in der Eingangsstation 0 (poste 0) und der Messstation 2 (Poste 2) des ACC darstellen.

Aus Sicht der RSK ist nach abgeschlossener Verfahrensqualifikation durch das BfS die permanente Einhaltung der Verfahrensparameter zu überprüfen. Durch eine 100 %-ige Dokumentationsprüfung für die hergestellten Gebinde kann die Qualität des Produktes überprüft werden. Darüber hinaus sollten Stichprobenprüfungen von Einzelangaben (Verifikation) von

- garantierten „Parametern“,
- endlagerrelevanten Kenngrößen und
- Inventarangaben

bei Inspektionen vor Ort erfolgen.

Zusätzlich sollten vor dem Rücktransport der Abfallgebände nach Deutschland Plausibilitätsprüfungen von Einzelangaben wie der Vergleich von gemessener und berechneter Dosisleistung erfolgen.

Bei der Inventarbestimmung ist die Verwendung der Brennelement(BE)-Dokumentation nicht vorgesehen; dies wird von Areva/Cogema im Wesentlichen damit begründet, dass nicht für alle Hülsen und Strukturteile (z. B. für die aus dem HAO-Silo) eine entsprechende Dokumentation vorhanden ist und die Inventarbestimmung für alle CSD-C nach einem einheitlichen Ablauf und Messverfahren durchgeführt werden soll. Für die in der vorliegenden Stellungnahme betrachteten Brennelemente liegen bei Areva/Cogema detaillierte Daten aus der BE-Dokumentation der Kraftwerke vor. Die RSK empfiehlt, im Rahmen der Verfahrensqualifikation durch das BfS in einer ersten Produktionsphase die aus der Inventarbestimmung gewonnenen Daten mit den aus der BE-Dokumentation resultierenden Werten zu vergleichen und so eine unabhängige Prüfung der Inventarbestimmung durchzuführen.

Der explizite Umfang der für die Zwischen- und Endlagerung erforderlichen Gebindedokumentation kann aus Sicht der RSK abschließend im Rahmen der Verfahrensqualifikation durch das BfS bzw. im atomrechtlichen Verfahren für die Zwischenlagerung festgelegt werden.

7 Transport- und Behälterkonzept

Sachverhalt

Entsprechend den Erläuterungen der GNS [12] sind aus Gründen der Nutzlastoptimierung und um die bewährten Handhabungsvorgänge bei der Abfertigung, dem Transport und der Behälterannahme der bisherigen Großbehälterlinien nutzen zu können, für den Transport und die Aufbewahrung der CSD-C massive metallische Großbehälter (z. B. mit 28 CSD-C) vorgesehen.

Das Material dieser Großbehälter (Guss- oder Stahlbehälter) ist derzeit ebenso wie das explizite Behälterdesign nicht abschließend festgelegt. Nach den Ausführungen der GNS ist aufgrund der Inventare in einem solchen Großbehälter für die Beförderung eine Genehmigung des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) nach § 23 Abs. 1 Nr. 3 des AtG und zur Einhaltung der verkehrsrechtlichen Anforderungen eine Typ B(U)F-Zulassung erforderlich.

Die Behälter werden nach Aussage der GNS auf Basis einer Transportspezifikation so dimensioniert, dass die verkehrsrechtliche Dosisleistungsanforderung in 2 m Abstand von den senkrechten Flächen des Transportfahrzeugs (0,1 mSv/h) eingehalten wird. Hierzu wird in der Transportspezifikation ein weiteres Dosisleistungskriterium für die Oberfläche der CSD-C von < 30 Gy/h zum Zeitpunkt des Abtransports (entspricht nach Aussage der GNS ca. 40 TBq ⁶⁰Co pro CSD-C) festgelegt. Die Neutronendosisleistung an den CSD-C liegt nach Aussage der Areva/Cogema [4] im Bereich von 0,1 mGy/h und ist damit gegenüber der Gammadosisleistung vernachlässigbar.

Bewertung

Da das Dosisleistungskriterium der GNS [12] mit < 30 Gy/h deutlich unterhalb des Garantiewertes der Areva/Cogema [4] von 150 Gy/h liegt, stellt die Kontrolle der jeweiligen Oberflächendosisleistungen aus Sicht der RSK einen notwendigen Prüfpunkt vor der Beladung des Transport- und Lagerbehälters dar. Auch wenn die Neutronenkomponente der Dosisleistung an der Oberfläche der CSD-C gegenüber der Gammakomponente klein ist, kann aufgrund der unterschiedlichen Abschirmung durch die Behälterwand die Neutronendosisleistung an der Behälteroberfläche nicht a priori vernachlässigt werden. Aus Sicht der RSK sollte dieser Punkt bei der expliziten Behälterauslegung überprüft und ggf. berücksichtigt werden.

Eine Detailprüfung auf die Einhaltung der Beförderungsvorschriften kann erst im Rahmen des Genehmigungsverfahrens durch die zuständige Behörde, das BfS, in Verbindung mit der Versandstückmuster-Zulassung erfolgen. Aufgrund der Eigenschaften der CSD-C und der vorgesehenen Behälterauslegung als Typ B(U)F-Versandstück sieht die RSK aber keine grundsätzlichen Schwierigkeiten, die verkehrsrechtlichen Anforderungen zu erfüllen und einen sicheren Transport der Behälter zu gewährleisten.

8 Zwischenlagerkonzept und daraus resultierende Anforderungen

Sachverhalt

Von der Fa. GNS wurde ein Konzept vorgestellt, das die Zwischenlagerung der CSD-C in den auch zum Transport verwendeten Großbehältern im Transportbehälterlager Ahaus (TBL) vorsieht, wobei in einem Behälter insgesamt 28 CSD-C in vier Ebenen gelagert werden [12].

Bei den vorgesehenen Lagerbehältern handelt es sich um dieselben Behälter, die auch für den Transport ins Zwischenlager verwendet werden, so dass kein Umpacken der CSD-C erforderlich ist. Die im Konzept vorgestellte Anordnung der Gebinde in dem Transport- und Lagerbehälter (TLB) entspricht der Anordnung der CSD-V in den Transport- und Lagerbehältern vom Typ CASTOR HAW 20/28 CG, wie sie derzeit bereits für die längerfristige Zwischenlagerung der aus der Wiederaufarbeitung im Ausland nach Deutschland zurückgebrachten verglasten hochaktiven Abfälle (CSD-V) verwendet werden. Der TLB soll jedoch entsprechend der geringeren Wärmeentwicklung und Dosisleistung der CSD-C angepasst werden. Durch den Behälter sollen in Verbindung mit den sicherheitstechnischen Eigenschaften der CSD-C sowohl die Anforderungen aus der längerfristigen Zwischenlagerung (bis zu 40 Jahre) als auch aus dem Transportrecht erfüllt werden. Wesentliche sicherheitstechnische Auslegungsdaten des von GNS beispielhaft modellierten Behälters sind:

- Dosisleistung an der Behälteroberfläche 0,5 mSv/h,
- Dichtheit im auslegungsgemäßen Einsatz $1 \text{ E}^{-5} \text{ Pa m}^3/\text{s}$ (Kunststoff-Doppeldichtung),
- Dichtheit nach mechanischen Einwirkungen $1 \text{ E}^{-4} \text{ Pa m}^3/\text{s}$ und
- Dichtheit nach thermischen Einwirkungen $3 \text{ E}^{-2} \text{ Pa m}^3/\text{s}$.

Bei dem vorgestellten Konzept ergibt sich im Endzustand im TBL Ahaus nach einer Einlagerungszeit von insgesamt 15 Jahren eine Belegung mit insgesamt 210 Behältern. Für diese Belegung wurde von der Fa. GNS unter der Voraussetzung einer Oberflächendosisleistung der TLB zum Einlagerungszeitpunkt von 0,5 mSv/h und unter Berücksichtigung des Abklingverhaltens von ^{60}Co die resultierende Dosisleistung am ungünstigsten Aufpunkt an der Anlagengrenze zu 0,25 mSv/a ermittelt. Weiter wurden unter der abdeckenden Annahme, dass die CSD-C innerhalb der Behälter durch Poral-Filter in den Behälterinnenraum entlüftet werden, die potenziellen Freisetzungen flüchtiger Radionuklide in die Behälteratmosphäre und von dort über die Lagerhalle in die Umgebung abgeschätzt. Die hieraus resultierende Strahlenexposition im bestimmungsgemäßen Betrieb liegt um mehr als zwei Größenordnungen unter den Grenzwerten des § 47 StrlSchV, so dass insgesamt unter Einbeziehung der Strahlenexposition aus der Direktstrahlung der Grenzwert des § 46 StrlSchV eingehalten werden kann.

Bei Störfällen mit thermischen und mechanischen Einwirkungen auf einen Behälter ergibt sich nach den Analysen der Fa. GNS unter Berücksichtigung einer Freisetzungsdauer von sieben Tagen eine Dosis im Bereich von $1 \mu\text{Sv}$, so dass auch dann, wenn mehrere TLB betroffen sind, die Störfallplanungswerte des § 49 StrlSchV eingehalten werden.

Bewertung

Von der RSK wurden die Analysen der GNS hinsichtlich der prinzipiellen Vorgehensweise und der zugrunde gelegten wesentlichen Randbedingungen einer konzeptionellen Prüfung unterzogen. Sie stellt fest, dass die zu Grunde gelegten Abfallmengen und Gebindezahlen plausibel sind und dass das vorgestellte Konzept die wesentlichen sicherheitstechnischen Anforderungen der RSK-Sicherheitsanforderungen an die längerfristige Zwischenlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle [13] sowie hinsichtlich einer gemeinsamen Lagerung mit bestrahlten Brennelementen auch die Sicherheitstechnischen Leitlinien der RSK für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern [17] erfüllt und dass mit diesem Konzept die Anforderungen der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden können.

Im Hinblick auf den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars in den CSD-C und deren Handhabbarkeit wurden von der Fa. Areva/Cogema weitere Untersuchungen zur Außen- und Innenkorrosion der Gebinde bei der Zwischenlagerung am Standort der Wiederaufarbeitungsanlage (Lagerung ohne Überbehälter im klimatisierten ECC-Lager) durchgeführt. Nach Ansicht der RSK kann aufgrund dieser Untersuchungen sowohl bei CSD-C, die ausschließlich Hülsen und Strukturteile enthalten, als auch bei CSD-C mit technologischem Abfall Korrosion in sicherheitstechnisch relevantem Umfang während der Zwischenlagerung ausgeschlossen werden.

Die Gasentwicklung in den CSD-C ist nach Angaben der GNS bei den derzeit zur Konditionierung zugelassenen Abfällen gering und somit problemlos beherrschbar. Nach ihren Abschätzungen beträgt die maximale Druckerhöhung in einem gasdicht verschlossenen CSD-C bei einem freien Volumen von rund 80 Litern ca. 0,04 bar. Eine vergleichbare Druckerhöhung würde sich in einem TLB mit 28 CSD-C mit offenen Poral-Filtern einstellen. Damit sind nach Ansicht der RSK bei den derzeit zur Konditionierung zugelassenen Abfällen bei Einhaltung der Trocknungskriterien sowie der spezifizierten Obergrenzen für den Gehalt an Chlor-Verbindungen und ohne nennenswerte Mengen an Organika in den Abfällen die mit der Gasbildung in den CSD-C zusammenhängenden sicherheitstechnischen Fragen lösbar.

Insgesamt wurde nach Meinung der RSK von der Fa. GNS ein Konzept für die längerfristige Zwischenlagerung der CSD-C in Ahaus vorgestellt, mit dem die sicherheitstechnischen Anforderungen prinzipiell erfüllt werden können. Die endgültige Behälterbauart muss noch im Rahmen der Genehmigungsverfahren zum Transport und zur Zwischenlagerung geprüft werden.

9 Endlagerrelevante Eigenschaften

Sachverhalt

Vom Arbeitskreis HAW-Produkte wurden 14 endlagerrelevante Eigenschaften und Kenngrößen für kompaktierte, wärmeentwickelnde Festabfälle (CSD-C) identifiziert [15]. Bei Beachtung dieser endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen soll eine ausreichende Charakterisierung des Abfallprodukts zur späteren Beurteilung der Endlagerfähigkeit gewährleistet sein.

Der Vergleich der nach Abfallspezifikationen zulässigen radiologischen und nicht-radiologischen Eigenschaften der CSD-C mit den Anforderungen an ein endlagerfähiges Produkt für das Endlager Konrad zeigt nach Aussage der GNS [12], dass die derzeit vorliegenden Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle [14] zu einem großen Teil erfüllt, in einigen wenigen Punkten jedoch nicht erfüllt werden.

Bewertung

Die in der Empfehlung des AK HAW-Produkte [15] aufgeführten Radionuklide werden in den Datenblättern der CSD-C vollständig deklariert. In [15] werden jedoch die endlagerrelevanten Eigenschaften lediglich qualitativ identifiziert, es werden keine quantitativen Vorgaben gemacht oder Grenzwerte angegeben. In Ermangelung von Endlagerungsbedingungen für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle werden daher zur quantitativen Einordnung die vorläufigen Endlagerungsbedingungen für das geplante Endlager Schachanlage Konrad [14] sowie die Deklarationspflichten gemäß den Endlagerungsbedingungen Konrad [14] und ERAM [19] als Vergleichsmaßstab herangezogen.

Zu einigen der für Konrad bzw. ERAM deklarationspflichtigen Radionuklide werden in der bisher von Areva/Cogema vorgesehenen Dokumentation keine Angaben gemacht. Diese nicht aufgeführten Radionuklide lassen sich in die folgenden Gruppen unterteilen:

- **Langzeitrelevante Radionuklide**

Zu den für das ERAM deklarationspflichtigen Radionukliden ^{87}Rb und ^{248}Cm werden in den Datenblättern keine Angaben gemacht. Deshalb sollten aus Sicht der RSK Angaben zu diesen beiden Radionukliden in der Dokumentation ergänzt werden.

- **Relevante Radionuklide für unterstellte Störfälle**

Einige der gemäß Endlagerungsbedingungen Konrad [14] bzw. ERAM [19] als Leitnuklide für die Störfallanalyse eingestuften Radionuklide sind nicht in den CSD-C-Datenblättern aufgeführt. Diese Radionuklide tragen bei den hier betrachteten Abfällen nur unwesentlich zum Störfallsummenwert bei, so dass eine Deklaration aus Sicht der RSK entbehrlich ist.

- **Leitnuklide für die thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins**

Den Hauptbeitrag zur Wärmeentwicklung liefert bei den CSD-C das ^{60}Co . Auch alle anderen Radionuklide, die wesentliche Beiträge zur Wärmeentwicklung liefern, sind in den Datenblättern aufgeführt. Eine Angabe der im Vergleich zur Tab. 5 der Endlagerungsbedingungen Konrad [14] fehlenden Radionuklide ist aus Sicht der RSK nicht erforderlich.

- **Radionuklide, die zu einer ^{220}Rn -Freisetzung führen können**

Die Endlagerungsbedingungen Konrad [14] und Morsleben [19] fordern die Deklaration von Radionukliden, die zu einer Freisetzung von ^{220}Rn führen können. Zu ^{232}Th werden Angaben in den Datenblättern gemacht, die anderen ^{220}Rn -produzierenden Radionuklide sind für die CSD-C aus Sicht der RSK nicht relevant.

Im Folgenden wird ein Vergleich der CSD-C-Eigenschaften mit den Endlagerungsbedingungen KONRAD [14] vorgenommen:

- **Konzentration spaltbarer Stoffe**

Durch thermische Neutronen spaltbare Stoffe außer Natururan und abgereichertes Uran sind gemäß den Grundanforderungen an Abfallprodukte der Endlagerungsbedingungen Konrad [14] auf 50 g pro $0,1\text{ m}^3$ Abfallprodukt begrenzt. Die Einhaltung dieses Grenzwerts ist durch die CSD-C-Spezifikationen nicht sichergestellt. Gemäß Kapitel 5.2.4.1.2 der Festlegungen zur Produktkontrolle Konrad [20] ist eine Einlagerung möglich, wenn der Nachweis der Kritikalitätssicherheit im Einzelfall geführt wird.

- **Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins**

Gemäß den in den CSD-C-Spezifikationen angegebenen Nominalwerten können die Begrenzungen aus den Betrachtungen zur thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins des Endlagers Konrad [14] durch Einzelbinde überschritten werden.

- **Garantiewerte für den bestimmungsgemäßen Betrieb**

Die Endlagerungsbedingungen Konrad [14] begrenzen das jährlich maximal einlagerbare Inventar an ^3H und ^{85}Kr auf Grundlage des Antragswerts für die jährliche Ableitung dieser Radionuklide mit den Abwettern und eines unterstellten jährlichen Freisetzunganteils sowie der Rückhaltewirkung des Versatzes. Bei Zugrundelegung der Nominalwerte für die Inventare der CSD-C [4] kann es zu Überschreitungen der nach dieser abdeckenden Betrachtungsweise jährlich maximal einlagerbaren Aktivitäten für diese Radionuklide kommen. Legt man jedoch die von Areva/Cogema für die CSD-C experimentell ermittelten Freisetzunganteile [4] zu Grunde, so können die für Konrad genehmigte Obergrenzen der jährlichen Ableitungen mit den Abwettern auch bei Einlagerung aller ca. 5.900 CSD-C eingehalten werden (siehe Tabelle 3).

Radionuklid	Konrad			CSD-C		
	Garantiewert Bq/Geb.	Freisetzungs- anteil 1/a	Genehmigter Wert Ableitung Bq/a	Nominalwert Bq/Geb.	Freisetzungs- anteil 1/a	Freisetzung (nominal) Bq/(Geb. · a)
³ H (in met. Feststoffen)	1,9E+11	5,0E-4	1,5E+13	1,5E+13	1,9E-7	2,9E+6
⁸⁵ Kr	3,0E+10	1	1,0E+13	9,3E+11	5,1E-5	4,7E+7

Tabelle 3 : Einhaltung von Garantiewerten aus den Betrachtungen zum bestimmungsgemäßen Betrieb für das Endlager Konrad für ³H und ⁸⁵Kr

Die endlagerrelevanten Eigenschaften nach [15] werden entweder für jedes Gebinde individuell auf dem Datenblatt dokumentiert oder sind im CSD-C-Booklet [4] oder in Technischen Notizen abfallstromübergreifend beschrieben.

Die in [15] aufgeführten Radionuklide werden vollständig deklariert. Bezogen auf die Endlagerungsbedingungen Konrad [14] und ERAM [19] werden mit Ausnahme der o. g. Radionuklide ⁸⁷Rb und ²⁴⁸Cm alle relevanten Radionuklide deklariert. Im Hinblick auf den für ein Endlager zu führenden Langzeitsicherheitsnachweis sollten aus Sicht der RSK Angaben zu diesen beiden Radionukliden in der Dokumentation ergänzt werden.

Als Ergebnis der Prüfung stellt die RSK fest, dass gemäß der vorliegenden Spezifikation gefertigte CSD-C auch bei Verpackung in einem geeigneten Endlagerbehälter (z. B. störfallfeste Verpackung der ABK II) die vorläufigen Endlagerungsbedingungen Konrad [14] nicht vollständig erfüllen können. Die RSK ist der Meinung, dass die in dieser Stellungnahme betrachteten CSD-C-Gebinde jedoch nach dem heutigen Kenntnisstand in einem Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle endgelagert werden können.

10 Zusammenfassung

Die RSK hat sich mit der Spezifikation [3, 4] für die nach Deutschland zurückzunehmenden hochdruckkompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen befasst und dabei die in Kapitel 3 „Beratungsumfang“ definierten Einschränkungen zu Grunde gelegt.

Die RSK stellt zusammenfassend fest, dass unter Berücksichtigung der in dieser Stellungnahme formulierten Anforderungen die CSD-C mit kompaktierten Hülsen und Strukturteilen von LWR-Brennelementen sowie mit kompaktiertem technologischem Abfall den Anforderungen entsprechen, die an die Abfallgebände nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu stellen sind, um einen sicheren Transport, die Zwischenlagerung über einen längeren Zeitraum und eine sichere Endlagerung zu gewährleisten.

Beratungsunterlagen

- [1] BMU-Schreiben RS III 3 – 17015-18042 FRA/6 vom 26.05.2004 an den Vorsitzenden der RSK, Rückführung hochdruckkompaktierter WA-Abfälle in Deutschland, Beratungsauftrag

- [2] GNS-Schreiben BTE/WK/040190 vom 12.02.2004 an das BMU
Rückführung hochdruckkompaktierter WA-Abfälle nach Deutschland, Einleitung des Zustimmungsverfahrens zur CSD-C-Spezifikation

- [3] Cogema, Technical Document, 300 AQ 055 – 03, Specification for Compacted Waste Standard Residue (CSD-C), from Light Water Reactor Fuel, July 2001, 3rd

- [4] Areva/Cogema: BOOKLET CSD-C, Note Technique NT/0083 48/SQY/01.007 Rev. 03, Pièces jointes: Document à utiliser avec: Modification(s) de la présente révision: Addition of a section about safety-criticality + minor corrections, Octobre 2003

- [5] Areva/Cogema
Atelier ACC, Determination et Incertitudes Associees des Parametres Garantis et Complementaires des CSD-C, HAG ACC 147 Rév. 01; 26.11.2004

- [6] Areva/Cogema
Discussion of RSK-VE questionnaire
10.11.2004 (anlässlich des Fachgesprächs in La Hague)

- [7] DSIN-Schreiben vom 27.11.2001 an die COGEMA /English translation (DSIN-FARISD3/N°30645/01: „COGEMA La Hague Plant/Specification of the Compacted Waste Standard Residues“)

- [8] Areva/Cogema
Results of ACC active qualification period concerning nuclear measurements
17.05.2004

- [9] Areva/Cogema
CSD-C-Datenblätter – „Fiche signalétique“
(fiche A: Garantiewerte zum Herstellungszeitpunkt; fiche B1: γ -Strahler;
fiche B2: β -Strahler; fiche B3: prozessrelevante Angaben;
fiche C: Garantiewerte zum Zeitpunkt der Auslieferung)
- [10] Areva/Cogema
Fax an GNS vom 4. April 2005 "Specification 3000 AQ 055 Rev 3, Necessary
supplementary information and documents for approval" mit Anlagen 1 bis 3
- [11] WM'03 Conference, February 23-27, 2003, Tuscon, AZ, USA
H. Toubon, Vuillier, T. Gain, M. Huver: "Calibration and hot testing of the advanced
nuclear measurement systems used for waste characterization in Cogema's new ACC
Compaction Facility"
- [12] Zusammenfassender Bericht der GNS-Präsentationen zum Approval-Verfahren der
Spezifikation 300 AQ 055 Rev. 03 (GNS B 042/2005, Rev. 0), Stand: April 2005
- [13] Empfehlung der RSK: Sicherheitsanforderungen an die längerfristige
Zwischenlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle, Fassung vom 05.12.2002
mit Neuformulierung in Abschnitt 2.7.1 (dritter Spiegelstrich) vom 16.10.2003
- [14] BfS: „Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle
(Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 1995) - Schachanlage Konrad -“, ET-
IB-79, Dezember 1995.
- [15] Arbeitskreis HAW-Produkte, Stellungnahme Nr. 7 (Mai 1998), veröffentlicht in
Forschungszentrum Karlsruhe: „Endlagerrelevante Eigenschaften von
hochradioaktiven Abfallprodukten, Charakterisierung und Bewertung, Empfehlungen
des Arbeitskreises HAW-Produkte“; FZKA 6651, September 2001.
- [16] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlung,
Strahlenschutzverordnung vom 20.07.2001 (BGBl. I S. 1714, 2002 S. 1459),
zuletzt geändert durch Artikel 2 §3 Abs. 31 des Gesetzes vom 01.09.2005
(BGBl. I S. 2618)

- [17] Empfehlung der RSK: Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern vom 05.04.2001
- [18] Forschungszentrum Jülich,
Workshop „Längerfristige Zwischenlagerung von Abfällen“
Jülich, 28./29. Mai 2002; Tagungsbericht
- [19] BfS: „Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle und Maßnahmen zur Produktkontrolle radioaktiver Abfälle, Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM), Teil I: Endlagerungsbedingungen, Stand: August 1996“, ET-IB-85, August 1996
- [20] BfS: „Produktkontrolle radioaktive Abfälle - Schachtanlage Konrad - Stand: Dezember 1995“, ET-IB-45-REV-3, Dezember 1995
- [21] Areva/Cogema
Präsentation vom 11.05.2005 in Nürnberg: ACC station 2 / CSD-C activities resolution