

Institut für Energetik  
Betrieb im VEK KKW "Bruno Leuschner"  
Werkstofftechnikum Dresden

TECHNOLOGIE DES TRANSPORTES UND DER ENDLAGERUNG  
UMSCHLOSSENER STRAHLENQUELLEN HOHER AKTIVITÄT

- V8/0-Bericht -

Berichts-Nr.: DFA.5089.88 F

[REDACTED]  
Themenleiter

[REDACTED]  
wiss. Mitarbeiter

[REDACTED]  
wiss. Mitarbeiter

November 1988

## Inhalt

1. Inhalt der Aufgabe und Lösungsweg
2. Darstellung der Forschungs- und Entwicklungsleistungen
  - 2.1. Entwicklung des Abfallaufkommens
  - 2.2. Technologie der Erfassung und Endlagerung von A3/S5-Abfällen
    - 2.2.1. Überblick über die Technologie
    - 2.2.2. Erprobungsergebnisse
    - 2.2.3. Zusammenfassende Bewertung
  - 2.3. Vorschlag zu den Regelungen im Vorfeld der Technologie
  - 2.4. Durchführung der Einlagerungsversuche
    - 2.4.1. A1-Versuchsergebnisse
    - 2.4.2. A2-Versuchsergebnisse
    - 2.4.3. Zusammenfassende Bewertung
  - 2.5. Beseitigung von Tritium-Abfällen hoher Aktivität
3. Schlußfolgerungen
4. Literatur

## 1. Inhalt der Aufgabe und Lösungsweg

Ausgehend von der bestätigten wissenschaftlich-technischen Aufgabenstellung im V1-Pflichtenheft [1] und im V2-Bericht [2] sollen im vorliegenden Abschlußbericht das recherchierte Abfallaufkommen, die verfahrenstechnische Lösung, die Ergebnisse der Erprobung in den Einlagerungsversuchen A1 (Einzelkörperlagerung im Bohrloch) und A2 (Mehrkörperlagerung in einem Bohrloch) sowie die Schlußfolgerungen zur Einführung der Technologie und die weiterführenden Aufgaben zusammengefaßt dargestellt werden. Über die Aufgabenstellung hinausgehend wurde ein Vorschlag erarbeitet für das Konzept der Abfallübergabe (einschließlich Abfallanlieferung) durch den Abfalllieferer, so daß eine geschlossene Lösung von der Abfallentstehung bis hin zur Endlagerung vorliegt.

Die Untersuchungen zur Sekundärrohstoffgewinnung führten zu einer Patentanmeldung.

Im Rahmen der Vorbereitung der Endlagerung von umschlossenen Strahlenquellen hoher Aktivität (Abfallart A3/Strahlenschutzgruppe S5) aus der Anwendung und Produktion von Radionukliden (APR) waren Lösungswege zu realisieren zur Konfektionierung der Abfälle in Spezialcontainern (SC), des Transportes von SC im Transportbehälter Pb 250 per Schienenweg und per Straße sowie zur Umladung und Einlagerung der SC im Untertage-Meßfeld (UMF) des ERA Morsleben. Die hierzu erforderlichen technologischen Ausrüstungen waren zu fertigen, inaktiv und aktiv zu erproben und die sich in der Erprobungsphase ergebenden technischen Veränderungen zu realisieren. Des weiteren waren technische Dokumentationen zur Bedienung und Wartung der Ausrüstungen, Arbeits- und Strahlenschutzinstruktionen, sowie die Unterlagen zur Versuchsdurchführung zu erarbeiten und beim SAAS zur Genehmigung einzureichen. In Vorbereitung der Übernahme der Erfassungsfunktion für A3/S5-Abfälle durch das Endlager war es erforderlich, mit dem SAAS abgestimmte Annahmebedingungen und eine Anwenderinformation vorzubereiten. Zur Versuchsvorbereitung war die Bereitstellung der im Versuch einzubringenden radioaktiven Abfälle hoher Aktivität, deren Konfektionierung in Spezialcontainer, die Durchführung der Transporte von den heißen Einrichtungen der Abfalllieferer (KKW Rheinsberg, ZfK Rossendorf) bis ins ERA sowie die Umladung und Einlagerung der SC in die entsprechend vorbereiteten und meßtechnisch ausgerüsteten Bohrlöcher erforderlich.

Des weiteren wurden in Vorbereitung der Technologie für A3/S5-Abfälle die Einordnung von Strahlenquellen, die nicht mehr den Anforderungen an umschlossene Quellen entsprechen, und auch von festen radioaktiven Abfällen hoher Aktivität (Abfallart A1/Strahlenschutzgruppe S6) geprüft. Es konnten weitere Einsatzmöglichkeiten der SC-Technologie aufgezeigt werden [3]. Neben der Lösung dieser umfangreichen technologischen und organisatorischen Aufgaben wurden eine Reihe von wissenschaftlichen Untersuchungen zum Nachweis der Betriebs- und Langzeitsicherheit bei der Endlagerung wärmeerzeugender A3/S5-Abfälle sowie zur Beseitigung von Tritiumabfällen hoher Aktivität aus der Anwendung und Produktion von Radionukliden (APR) durchgeführt. Die Bearbeitung des relativ großen Aufgabenumfanges erfolgte in Zusammenarbeit mit dem BI Freiberg, der TU Dresden, dem KKAB, dem ZfK Rossendorf und den Abfalllieferern (KKW Rheinsberg, VEB MLW Keradenta Radeberg und ZfK Rossendorf).

## 2. Darstellung der Forschungs- und Entwicklungsleistungen

### 2.1. Entwicklung des Abfallaufkommens

Zur Präzisierung der 1986 durchgeführten Aufkommensrecherche [3] zu A3/S5-Abfällen wurde in Zusammenarbeit mit dem SAAS Berlin und dem ERA Morsleben eine Liste von ca. 40 Erlaubnisinhabern (einschließlich NVA) erstellt, die potentielle A3/S5-Abfallquellenlieferer sind. Zusätzlich wurden die Lieferer fester Abfälle hoher Aktivität A1/S6 (ZfK und KKW) in der Recherche berücksichtigt.

A3/S5-Abfälle liefern vor allem der VEB Wasserversorgung und Abwasserbehandlung Halle, der VEB MLW Keradenta-Werk Radeberg, das Zentralinstitut für Festkörperphysik und Werkstoffforschung Dresden und der VEB Leunawerke "Walter Ulbricht" (ca. 25 000 Stück Co-60-Quellen bis zum Jahre 2030). Ein geringes Quellenaufkommen (max. 30 Stück Cs-137-Quellen) ist aus dem Bereich der Teletherapieanwender (max. 15 Quellen bis zum Jahr 2030 mit einer Abfallaktivität von ca. 50 TBq/Quelle) und der Radiografie-/Radiometrie-anwender (max. 15 Quellen bis zum Jahr 2030 mit einer Abfallaktivität von etwa 1 TBq/Quelle) zu erwarten. Über 90 % der A3/S5-Abfallaktivität entfällt auf das Radionuklid Co-60.

Die Entwicklung des Abfallaufkommens A3/S5 weist seit Jahren eine sinkende Tendenz auf, da insbesondere auf dem Sektor der Co-60-Anwendungen ausgedehnte Nachnutzungsketten bestehen, die eine Nachnutzung der Quellen bis zu einer Aktivität von ca. 0,5 TBq je Quelle absichern. Co-60-Quellen aus der Teletherapie sind nicht als A3/S5-Abfall zu erwarten (im Fall einer undichten Quelle erfolgt Neukapselung). Für die Cs-137-Quellen aus der Teletherapie konnten bisher kaum Nachnutzer gefunden werden, so daß, falls keine Rückführung in die CSSR erfolgen kann, durchschnittlich aller 2 Jahre eine Quelle (je 50 TBq) entsorgt werden muß.

Zur Absicherung einer zwischenzeitlichen Entsorgung von kleinvolumigen festen Abfällen hoher Aktivität A1/S6 wurde das diesbezügliche Aufkommen des KKW Rheinsberg, des KKW Nord (Voreilproben) und des ZfK Rossendorf in die Recherche mit einbezogen. Es zeigte sich, daß für das KKW Rheinsberg mit der SC-Technologie nur etwa 10 % des A1/S6-Abfalls entsorgt werden kann und im ZfK Rossendorf nur die Abfälle aus der Strahlenquellenproduktion in die SC-Technologie einbezogen werden können. Es handelt sich bei den A1/S6-Abfällen vor allem um aktivierte Stähle und geringe Mengen Kobalt in metallischer Form. Je nach Abklingzeit beträgt der Co-60-Anteil an der Aktivität 30 ... 70 % und der Rest zu 100 % entfällt vor allem auf das Nuklid Fe-55. Das im Vergleich zu den A3/S5-Abfällen sehr hohe Aufkommen von SC mit A1/S6-Abfällen wird sicherlich mit der Inbetriebnahme einer A1/S6-Technologie für grovolumige Abfallteile ab Mitte der 90iger Jahre zurückgehen.

In Tabelle 1 ist das von den Abfalllieferern gemeldete Aufkommen an A3/S5- und A1/S6-Abfällen zusammengestellt, ohne die o. g. Tendenzen (Nachnutzung, A1/S6-Entsorgung) zu berücksichtigen. Gegenüber der Zusammenstellung im V8-Bericht zur Einzelkörperlagerung ergeben sich außer der Präzisierung für KKW-Abfälle nur unwesentliche zeitliche Verschiebungen im Aufkommen A3/S5.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß für die Einlagerung im UMF im Zeitraum 1989 bis 2030 mit ca. 1000 bis 2000 Stück SC zu rechnen ist.

Mit Inbetriebnahme einer A1/S6-Technologie für großvolumige Abfälle hoher Aktivität ab Mitte der 90iger Jahre wird das SC-Aufkommen voraussichtlich auf 30 Stück pro Jahr wieder absinken. Bezüglich der Aktivität wäre dann mit einer Gesamtkomplexaktivität von ca. 5 PBq pro Jahr zu rechnen. Die Aktivität pro SC wird sich bei dem recherchierten Aufkommen maximal zwischen 0,1 und 0,2 PBq bewegen.

## 2.2. Technologie der Erfassung und Endlagerung von A3/S5-Abfällen

### 2.2.1. Überblick über die Technologie

Die Technologie der Erfassung und Einlagerung wurde maßgeblich vom BI Freiberg entwickelt [4] und umfaßt folgende Schritte:

- a) Füllung eines Spezialcontainers (SC) mit radioaktiven Abfällen hoher Aktivität beim Abfalllieferer;
- b) Beladung des Transportcontainers Pb 250 B(U) beim Abfalllieferer;
- c) Transport des SC im Pb 250 vom Abfalllieferer zum Endlager;
  - per LKW als Straßentransport oder
  - per Großcontainer auf dem Schienenweg (bis Magdeburg) bzw. mit Sattelauflegerfahrzeug als Straßentransport (z. B. von Magdeburg nach Morsleben)
- d) Umladung des SC aus dem Pb 250 in einen sog. Umladecontainer (UC), der die Bohrlochbeladung ermöglicht;
- e) Innerbetrieblicher Transport des UC von übertage (Containerhalle des Endlagers) zum untertägigen Einlagerungsbereich (Untertage-Meßfeld);
- f) Entladung des SC aus dem UC in ein verrohrtes Einlagerungsbohrloch im UMF.

Die hierfür entwickelten Ausrüstungen, Hilfseinrichtungen zur Bedienung, zum Umschlag und Arretierung sind in [4, 11, 20] aufgeführt.

Die Probleme der Abfallkonditionierung und -konfektionierung (Einbringen der Abfälle in den SC) wurden in dem Umfang bearbeitet und betrachtet, wie dies die Qualitätssicherung für die endzulagernden SC und die Abklärung der Übergabebedingungen erforderte. Im Rahmen der Erprobung erfolgte in Zusammenarbeit mit dem Abfalllieferer eine Abstimmung zur Beladung des SC mit A3/S5- bzw. A1/S6-Abfällen in einer Heißen Zelle.

Tab. 1: SC-Aufkommen aus der Anwendung und Produktion von Strahlenquellen sowie aus KKW

|               | A3/S5-Aufkommen         |                  | SC-Aufkommen |                       | A1/S6-Aufkommen |                    |                |                     |
|---------------|-------------------------|------------------|--------------|-----------------------|-----------------|--------------------|----------------|---------------------|
|               | Quellen Co-60 u. Cs-137 |                  |              |                       | ZfK Rossendorf  |                    | KKW Rheinsberg |                     |
|               | Stück                   | Gesamtaktiv./TBq | Stück        | Aktiv.in TBq<br>je SC | Stück<br>SC     | Aktivität<br>je SC | Stück<br>SC    | Aktivität<br>je SC  |
| 1988          | 2                       | 5                | -            |                       | 4               |                    | -              |                     |
| 1989          | 10                      | 5                | -            |                       | 4               |                    | 15             |                     |
| 1990          | 90                      | 230              | 1            | 230                   | 8               | Co-60:             | 15             |                     |
| 1991          | 301                     | 300              | 2            | 150                   | 24              | 60 TBq             | 20             | Co-60:              |
| 1992          | 463                     | 370              | 2            | 185                   | 24              |                    | 20             | ...5 TBq            |
| 1993          | 1074                    | 470              | 5            | 80-120                | 24              | Fe-55:             | 25             | Fe-55:              |
| 1994          | 1204                    | 520              | 6            | 90-120                | 24              | 140 TBq            | 25             | ...2 TBq            |
| 1995          | 1235                    | 560              | 6            | 90-120                | 24              |                    | 35             |                     |
| 1996          | 1221                    | 630              | 6            | 100-150               | 24              |                    | 35             | Co-60:              |
| 1997          | 1070                    | 520              | 5            | 100-150               | 24              |                    | 35             | ...150 TBq          |
| 1998          | 590                     | 360              | 3            | 100-150               | 24              |                    | 40             |                     |
| 1999-<br>2005 | 200 pro<br>Jahr         | 100 pro Jahr     | 7            | 100-150               | 168             |                    | 210            | Fe-55:<br>...50 TBq |
| 2006-<br>2010 | 1000 pro<br>Jahr        | 500 pro Jahr     | 25           | 100-150               | 120             |                    | 150            |                     |
| 2011-<br>2030 | 600 pro<br>Jahr         | 400 pro Jahr     | 60           | 100-150               | 480             |                    | 600            |                     |
| $\Sigma=128$  |                         |                  | $\Sigma=976$ |                       |                 | $\Sigma=1225$      |                |                     |

[ V8/0 - Bericht zur Technologie des Transportes und der Endlagerung umschlossener Strahlenquellen

hohe Aktivität; DFA 5089.88 F, Nov. 1988]

### 2.2.2. Erprobungsergebnisse

Für die in 2.2.1. genannten technologischen Schritte ergaben sich bei der aktiven und inaktiven Erprobung folgende Ergebnisse:

#### zu a):

Mit der Beladung von 5 Stück SC in den Heißen Zellen des ZfK Rossendorf und des KKW Rheinsberg sind die notwendigen technischen Voraussetzungen für eine Beladung mit A3/S5- bzw. A1/S6-Abfällen sowie die Anschlußbedingungen für den Transportcontainer Pb 250 erprobt worden [5]. Die SC-Füllung erfolgte problemlos und es ergaben sich keine technologischen Veränderungen zu [4]. Probleme traten lediglich hinsichtlich Einhaltung der Oberflächenkontaminationsgrenzwerte bei der Beladung mit A1/S6-Abfällen [5] auf, was zu zusätzlichen Dekontaminationsmaßnahmen führte.

Im Fall der Quellen vom Typ GIK 7 (Co-60) erwies sich das geordnete Einstapeln der Quellen in Stahlblechdosen (Außendurchmesser: 87 mm, Höhe: 60 mm, Blechstärke: 0.6 ... 1 mm) und deren Ablassen in den SC als günstig, da auf diese Weise ca. 220 Stück Quellen pro SC verpackbar waren. Für undichte Quellen bzw. feste Abfälle hoher Aktivität A1/S6 gewährt der Einsatz einer geglühten Kupferdichtung zwischen SC-Kopfstück und SC-Unterteil (Anzugsmoment  $\geq 15$  kpm) eine ausreichende Dichtigkeit des SC. Untersuchungen zum Rückhaltevermögen des SC mit und ohne Dichtung ergaben bei Experimenten mit eingeschlossenem Tritium [44] eine sehr gute Rückhaltung beim Einsatz einer geglühten Kupferdichtung.

Die sogenannte "frei-Feld-Beladung" eines im Pb 250 befindlichen SC mit Strahlenquellen aus Brunnenbestrahlungsanlagen des VEB WAB Halle wird gegenwärtig vom Abfalllieferer in Zusammenarbeit mit dem BI Freiberg vorbereitet.

Zur Qualitätssicherung hinsichtlich der geometrischen Abmessungen der eingesetzten SC wurde eine inaktive Erprobung jedes einzelnen SC (ungefüllt) im ERA Morsleben durchgeführt. Hinsichtlich gleichmäßiger Aktivitätsverteilung im SC sind auf Grund der konkret endzulagernden SC mit einer Gesamtwärmeleistung  $< 100$  W (pro SC) keine besonderen Anforderungen zu stellen. Für den Fall des eingesetzten SC 1 war jedoch auf Grund des erreichten maximalen Aktivitätsinventars von 1,1 PBq auf eine relativ gleichmäßige Aktivitätsverteilung zu achten. Der Betreiber der Heißen Zelle hatte entsprechend Vorgabe [6] eine Kontrolle des verschlossenen SC durchzuführen und die eingelagerte Aktivität mit dem Beladeschema, den Quellenzertifikaten bzw. der Meßdaten für A1/S6-Abfälle nachzuweisen. Es zeigte sich, daß mit den Zertifikaten der Strahlenquellen eine genauere Aktivitätsbestimmung möglich war, als mit der z. Z. installierten Meßtechnik in der Heißen Zelle des ZfK Rossendorf (nur Relativmessungen der Aktivität sind möglich).

#### zu b):

Die Beladung des Transportcontainers Pb 250 B(U) erfolgte entsprechend der vorliegenden Dokumentation [7]. Die technische Erprobung der beiden vorhandenen Container Pb 250 wurde sowohl bei Einsatz der Trommeldrehwerke (für den Einzelquellentransport) als auch mit SC durchgeführt [5, 4 (Anlage 39), 8].

Es konnte mit inaktiven Versuchen [8, 9] die störungsfreie technische Funktion und mit aktiven Versuchen (mit  $10^3$  GBq Co-60 bzw. 1,1 PBq Co-60) eine ausreichende Strahlenabschirmung [4, 8] nachgewiesen werden. Die Versandstückmustergenehmigung liegt vor [10].

zu c):

Transport des Pb 250 vom Abfalllieferer zum Endlager

Es wurden die beiden Transportvarianten

- Straßentransport per LKW W50 (Erfassungsfahrzeug) und
- Transport im Großcontainer auf dem Schienenweg technisch realisiert und erprobt [5, 22].

Während der Transporte war der Container Pb 250 je nach Transportvariante mit einer speziell dafür vorgesehenen Zuggliedverankerung arretiert und gesichert. Das Transportverhalten des Pb 250 kann als gut eingeschätzt werden. Auch beim Straßentransport per Erfassungsfahrzeug unter schwierigen winterlichen Verkehrsbedingungen traten keine Probleme auf.

zu d):

Die übertägige Umladung des SC aus dem Pb 250 in den UC in der Containerhalle des ERA Morsleben wurde entsprechend der Bedienungsanleitung [11, 20] inaktiv sowie aktiv (100 GBq Co-60 und 1 PBq Co-60) mehrfach durchgeführt [8, 4 (Anlage 39), 12, 22] und es konnten eine Reihe technischer Veränderungen zur Gewährleistung einer reproduzierbaren mechanischen Funktion und der strahlenschutztechnischen Sicherheit realisiert werden.

Eine Eingangskontrolle hinsichtlich Oberflächenkontamination des SC konnte indirekt über Wischtests am entleerten Container Pb 250 (Innenflächen) durchgeführt werden.

Zur Verbesserung der Handhabung des UC, insbesondere bei der SC-Einlagerung in größere Bohrlochteufen, aber auch bei der übertägigen SC-Umladung wurden eine Greiferpositionsanzeige, eine Betriebsanzeige für die Greiferfunktion (Greifer frei/SC angeschlagen/Stopfen angeschlagen) und eine Elektrowinde realisiert [13].

Die Umladungen der 5 SC wiesen nach [4 (Anlage 42), 12, 13], daß ein hoher Strahlenschutz für das Bedienpersonal gegeben ist und die Strahlenbelastung der an der über- und untertägigen Umladung beteiligten Personen kleiner 5  $\mu$ Sv (je Umladung und Person) im Normalfall sein wird.

Die bei der Versuchseinlagerung aufgetretenen Strahlenbelastungen von 0,1 ... 0,15 mSv (pro Umladung und Person) sind auf das umfangreiche Meßprogramm, insbesondere in den Bereichen erhöhter Dosisleistung, (max. beladener SC mit 1 PBq Co-60) zurückzuführen [4 (Anlage 42)].

Bei der Durchführung der Regeltechnologie beschränken sich die dosimetrischen Kontrollen auf eine Versandstückkontrolle nach Ankunft im ERA (auf Grenzwerteinhaltung bezüglich Dosisleistung in 0,1 m Abstand von der Oberfläche und bezüglich äußerer Oberflächenkontamination des Pb 250), auf eine Kontaminationskontrolle (Wischtest) im entleerten Pb 250 [6] und eine Dosisleistungsmessung nach erfolgter SC-Umladung am UC. Während der Umladung ist vom Dosimetristen lediglich die Einhaltung strahlenschutztechnischer innerbetrieblicher und technologischer Forderungen zu überwachen.

zu e):

Der Transport des UC per Schwerlastniederplattformanhänger mit Zugfahrzeug wurde mit verschiedenen Arretierungen erprobt |22|. Der Einsatz einer Zuggliedverankerung hat sich bewährt |8|.

zu f):

Die Entladung des SC aus dem UC in ein verrohrtes Einlagerungsbohrloch |11| wurde für alle eingesetzten 5 SC inaktiv und mehrfach aktiv erprobt |8, 12, 16, 22|. Die Veränderungen am Bohrlochverschluß |17| und der Bau einer Zusatzabschirmung (Betonring) konnten realisiert werden. Die geplanten Umrüstungen des UMF-Hebezeugs von Handbetrieb auf Elektrozug entsprechend |18| wird 11/88 abgeschlossen. Die Herstellung und Ausrüstung der Einlagerungs- und Kontrollbohrungen erfolgte entsprechend der vorliegenden Instruktion |19|. Die im UMF installierte Raumwarnsignalisationsanlage |4| sprach auf Grund der geringen Strahlungspegel |15| bei der Umladung von SC nicht an.

Die Mehrfachlagerung von SC in einem Bohrloch und deren Rückholbarkeit wurde erfolgreich erprobt |16, 20, 21|.

Die Strahlenbelastung des Umladepersonals wird für den Gesamtprozeß schätzungsweise bei 5  $\mu$ Sv (pro Umladung und Person) liegen (siehe Text zu d)) und verteilt sich zu etwa gleichen Teilen auf die übertägigen und untertägigen Umladevorgänge. Im Rahmen der Regeltechnologie sind dosimetrische Kontrollen im UMF nach der SC-Einlagerung am UC/Bohrlochverschluß (Dosisleistungsmessung zum Nachweis, daß der SC entladen wurde) und am SC-Greifer/im Bohrlochverschluß (Wischtests zur Bestimmung der Oberflächenkontamination entsprechend |6|) durchzuführen. Beim Umladevorgang wird die Einhaltung strahlenschutztechnischer innerbetrieblicher und technologischer Forderungen vom Dosimetristen überwacht.

### 2.2.3. Zusammenfassende Bewertung

Mit der Erprobung der Einlagerungstechnologie in den Versuchen A1 und A2 im UMF des ERAM wurden die Ausrüstungen und Teiltechnologien umfassend inaktiv und aktiv getestet und im großtechnischen Versuch reproduzierbare Ergebnisse erreicht. Die festgelegten Maßnahmen zur Absicherung der V8/O-Leistung |23, 24| wurden realisiert. Zur Vorbereitung auf die Übernahme der Erfassungsfunktion für A3/S5-Abfälle durch das Endlager wurden Anwenderinformationen und Annahmebedingungen |6| zur zentralen Erfassung umschlossener Strahlenquellen A3/S5 sowie eine Richtlinie über Benachrichtigung und Meldung für Transporte mit dem Pb 250 erarbeitet. Die aus der Durchführung der Einlagerungsversuche A1 und A2 abgeleiteten Aspekte zum Sicherheitsnachweis sind in den Punkten 2.4. und 2.5. zusammengestellt.

Störfallbetrachtungen zu Abweichungen vom Normalbetrieb sind in |4 (Anlage 40)| ausgeführt. Auf der Grundlage der insgesamt vorliegenden Ergebnisse kann die entwickelte A3/S5-Technologie entsprechend der Aufgabenstellung von der Abfallkonfektionierung bis zur Endlagerung für den Probetrieb eingesetzt werden.

### 2.3. Vorschlag zu den Regelungen im Vorfeld der Technologie

Bei der Recherche zum Abfallaufkommen A3/S5 bzw. A1/S6 zeigte sich, daß im Prinzip vier unterschiedliche Gruppen von Abfalllieferern hinsichtlich Abfallentsorgung existieren. Für die beiden Gruppen der Hauptabfalllieferer von A3/S5-Abfällen (WAB Halle, ZFW Dresden, MLW Keradenta Radeberg) bzw. A1/S6-Abfällen (ZfK Rossendorf, KKW Rheinsberg) sind die Möglichkeiten der Entsorgung geklärt und erprobt [5, 8].

Im Rahmen einer Gesamtlösung für den Verfahrensabschnitt zwischen Abfallentstehung und Abfallkonfektionierung im SC ist insbesondere für Abfalllieferer von Einzelquellen eine Lösung abzusichern. Dies betrifft die Anwendergruppe der Teletherapie und die Anwender radiometrischer/radiografischer Methoden mit Strahlenquellen im Aktivitätsniveau  $> 200 \text{ GBq Co-60}$  bzw.  $> 500 \text{ GBq Cs-137}$ .

Die Aufkommensrecherche (vgl. Pkt. 2.1) ergab, daß im Zeitraum 1989 bis 2030 ca. 14 Stück Cs-137-Quellen mit je 50 TBq aus Teletherapieanlagen (Dresden, K.-M.Stadt, Halle, Berlin-Buch, Wismar, Leipzig, Weimar) bei Einhaltung eines 15-jährigen Beladerhythmus für die Teletherapieanlage und unter den Bedingungen anfallen könnten, daß keine Nachnutzung und auch keine Rückführung in die CSSR erfolgt.

Für die Entladung dieser Quellen und deren Transport stehen Typ B-Container des Anlagenherstellers (Chirana) zur Verfügung bzw. werden zur Verfügung gestellt. Für diese Container sind die Anschluß- und Umladebedingungen bekannt und erprobt.

Die in der Radiografie und Radiometrie zur Anwendung kommenden Quellen liegen zum Zeitpunkt des Einsatzbeginns zwischen 3 und 0,2 TBq und zum Zeitpunkt der Abfallbeseitigung an der Grenze zu A3/S4 (Cs-137-Quellen: 0,5 ... 2 TBq; Co-60-Quellen: 0,5 ... 0,2 TBq).

Für den Zeitraum 1988 bis 2030 liegen insgesamt 4 Abfallmeldungen vor:

|       |         |                                                     |
|-------|---------|-----------------------------------------------------|
| 1988: | 1 Stück | Cs-137-Quelle mit 1,9 TBq v. BKK Senftenberg        |
|       | 1 "     | Cs-137-Quelle mit 1,7 TBq v. VEB Walzwerk Hettstedt |
| 1991: | 1 "     | Co-60-Quelle mit 0,3 TBq v. d. TH Leipzig           |
| 2014: | 4 "     | Cs-137-Quellen mit je 7 TBq von der KMU Leipzig     |

Aus dem Kreis der vom SAAS genannten Quellenanwender sind weitere 4 potentielle Abfalllieferer bekannt (1 Cs-137-Quelle im VEB Walzwerk Ilseburg, 1 Cs-137-Quelle im VEB Stahl- und Walzwerk Brandenburg/Kirchmöser, 1 Co-60-Quelle im VEB Jenaer Glaswerke Schott, 1 Co-60-Quelle im ZfTM Dresden), so daß im Zeitraum von ca. 40 Jahren etwa 8 ... 10 Abfalllieferer auftreten werden, falls keine signifikante Erhöhung der Erlaubnisse auf diesen Anwendungsgebieten eintritt und die Co-60-Quellen nicht neu gekapselt und nachgenutzt werden können.

Es wird folgender Verfahrensweg zur Übergabe der A3/S5-Strahlenquellen vorgeschlagen:

1. Bei beabsichtigter Beendigung der Nutzung von Strahlenquellen hat sich der Quellenanwender an den VE Außen- und Binnenhandelsbetrieb Isocommerz (Abt. Bilanzierung, Permoser Str. 15, Leipzig-7050) zu wenden, um von dort die Entscheidung einzuholen, ob eine Nachnutzung der Quelle möglich ist, oder ob die Quelle als radioaktiver Abfall eingeordnet werden muß.

2. Bei Einordnung in den radioaktiven Abfall hat sich der Abfalllieferer mindestens 1 Jahr vor beabsichtigter Übergabe an das Endlager für radioaktive Abfälle in Morsleben zu wenden und folgende Unterlagen zu übergeben:

- Kopie des Bescheides seitens Isocommerz
- Kopie des Quellenzertifikates (bzw. Angaben zu Nuklid, Quellentyp, Quellenabmessungen, aktuelle Aktivität)
- Angaben zu den Einsatzbedingungen und der letzten Quellenprüfung
- technische Dokumentation (Größe, Masse; Typ usw.) zum Arbeitscontainer.

3. Auf der Basis dieser Daten erfolgt seitens des Endlagers die Abstimmung mit dem SAAS, mit dem Betreiber der Heißen Zelle im ZfK und dem Kontor Dresden des VEB Isocommerz zur Einordnung folgender Maßnahmen:

- Zeitpunkt der Quellenübergabe an das ZfK (Heiße Zelle)
- Abstimmung mit dem SAAS zur Festlegung des Transportcontainers (Container des Abfalllieferers bzw. Zusatzverpackung im Eigenbau-B1-Container)
- Dienstleistungsumfang des ZfK (direkte Umladung in den SC oder Zwischenlagerung im Wassertresor und spätere SC-Be-  
ladung)
- Festlegung zum Quellentransport vom Abfalllieferer zur Heißen Zelle (Isotopenfahrzeug von Isocommerz oder Erfassungsfahrzeug des ERAM; nur durch WAB Halle und VEB MLW Keradenta ist die Selbstanlieferung der Quellen gegeben).

4. Das Endlager Morsleben gibt dem Abfalllieferer eine schriftliche Antwort zum Verfahrensweg, zum geplanten terminlichen Ablauf und Hinweise zu erforderlichen, vertraglich zu bindenden Leistungen (z. B. Leistungen seitens Isocommerz zum Quellentransport und zur Quellenprüfung) sowie zu rechtlichen Aspekten der Übergabe/Übernahme (Kosten, Meldepflicht für Transporte usw.).

Zur Absicherung des Vorschlages wurde folgender Stand erreicht:

1. Prüfung der Einsatzmöglichkeiten des B1-Eigenbaucontainers und der erforderlichen Rekomaßnahmen.
2. Vertragliche Bindung der Heißen Zelle des ZfK Rossendorf durch das IfE-Dresden (vorläufig bis zum 30.6.1990). Es ist die jährliche Nutzung der Heißen Zelle über einen Zeitraum von 4 Wochen pro Jahr zur SC-Füllung (ausreichend für etwa 16 SC) vereinbart. Die zeitliche Einordnung der Arbeiten ist mit dem Betreiber der Heißen Zelle jeweils im 1. Quartal für das laufende Jahr abzustimmen.
3. Abstimmung mit dem VEB Isocommerz Kontor Dresden zu den ggf. erforderlichen Vereinbarungen zum Transport, zur Quellenprüfung und zur Quellenzwischenlagerung im Wassertresor der Heißen Zelle.

Insgesamt wird zu den in [6] dargelegten Verantwortlichkeiten die Koordinierungsfunktion dem Endlagerer übertragen.

## 2.4. Durchführung der Einlagerungsversuche

Ziel der Durchführung der experimentellen Untersuchungen im Untertage-Meßfeld des Endlagers war die Einschätzung der Wechselwirkungsprozesse von Wärme, Strahlung und geomechanischem Spannungsfeld mit dem Steinsalz der Verrohrung, dem SC und dem Abfall unter den besonderen Bedingungen einer realen Einlagerungskonfiguration. Es ging bei diesen sicherheitstechnischen Untersuchungen insbesondere um die Klärung physikalischer und chemischer Effekte bei der Einwirkung von Wärme und Strahlung auf das Steinsalz (wie z. B. Gas- und Lösungs-freisetzung, Radiolyse, Wärme-/Strahlungsfeld, Konvergenzprozesse, geomechanisches Feld, Strahlenbelastung und strahleninduzierte Veränderungen), um eine Bestimmung der Wechselwirkung der freigesetzten Stoffe mit den Barrierenmaterialien (Verrohrung/Abfall) unter Wärme- und Strahlungseinfluß (Korrosionsraten, mechanische Barrierenstabilität) und um eine erste Bewertung der Wechselwirkungsprozesse bei der Erstellung des Barrierenmodells. Hierzu wurden ein inaktiver Erhitzerversuch, der in-situ-Versuch A1 (Lagerung eines einzelnen SC in einem verrohrten Bohrloch) sowie der in-situ-Versuch A2 (Mehrkörperlagerung in einem Bohrloch) durchgeführt und sicherheitsrelevante Aussagen abgeleitet.

### 2.4.1. A1-Versuchsergebnisse

Der Versuch A1 wurde mit dem SC 1 beladen [5]. Temperaturmessungen am freistehenden SC 1 ergaben in der Mittelebene des SC eine Gleichgewichtstemperatur von 200 °C an den Quellen und 135 °C am Außenmantel des SC [5].

Zu der konzipierten Versuchsanordnung wurde das zu erwartende Temperaturfeld berechnet [25] und es ergab sich aus dem Vergleich zwischen den experimentellen Daten und den Modellrechnungen der Hinweis, daß die tatsächlich eingelagerte Aktivität nur ca. 0,925 PBq (anstatt 1,1 PBq) betrug. Dosisleistungsmeßwerte und Modellrechnungen wiesen ebenfalls auf diesen Umstand hin [8, 29].

Das Temperaturfeld zeigte folgenden Verlauf [25, 28]:

|                                                                             |      |                |
|-----------------------------------------------------------------------------|------|----------------|
| Quellenmitte <sup>(1)</sup>                                                 | max. | 250 ... 275 °C |
| Verrohrung <sup>(1)</sup>                                                   | max. | 130 ... 163 °C |
| Bohrlochwand<br>(Steinsalz) <sup>(1)</sup>                                  | max. | 50 ... 52 °C   |
| Steinsalz in 0,36 m <sup>(2)</sup><br>radialem Abstand<br>von Bohrlochmitte | max. | 30 ... 32 °C   |
| Steinsalz in 2,23 m <sup>(2)</sup><br>radialem Abstand<br>von Bohrlochmitte | max. | 22 ... 24 °C   |
| unbeeinflusstes<br>Steinsalz <sup>(2)</sup>                                 |      | 22 °C          |

(1) berechnet

(2) gemessen

Auf Grund der geringen Steinsalzerwärmung wurden nur geringe Mengen an Gasen und Flüssigkeiten freigesetzt und der Anteil des technologisch eingebrachten Flüssigkeitsanteils war dominierend [26].

Als freigesetzte Gase konnten

$H_2$  (0,008 l i. N.  $\hat{=}$  0,15 Vol.-%),

$O_2$  (0,344 l i. N.  $\hat{=}$  6,33 Vol.-%),

$N_2$  (3,203 l i. N.  $\hat{=}$  58,97 Vol.-%),

$CO_2$  (1,877 l i. N.  $\hat{=}$  34,55 Vol.-%)

nachgewiesen werden [26].

Bezüglich der Anwesenheit von  $H_2S$  sowie  $Cl_2$  fehlt jeder Hinweis, und auch Kohlenwasserstoffe sind nur im Spünbereich aufgetreten [26].

Die Untersuchungen zur Gasfreisetzung aus dem Anstehenden weisen damit nach, daß bei der Einzelkörperlagerung weder eine toxische Gefährdung gegeben ist, noch Explosionsgrenzen erreicht werden können [27, 30]. Das sich abzeichnende Abklingverhalten des radioaktiven Abfalls führte zu einem gewissen Temperaturabfall im Bohrloch und Steinsalz und zu einer sich verringernden Lösungs- und Gasfreisetzung.

#### 2.4.2 A2-Versuchsergebnisse

Zur Vorbereitung des A2-Versuches, d. h. der Lagerung von 5 Stück aktiver SC und 3 Stück inaktiver SC (mit Korrosionsproben) in einem Bohrloch [5, 12] wurden wie beim A1-Versuch das zu erwartende Temperaturfeld [29] berechnet und die Gas- und Lösungsfreisetzung abgeschätzt [28]. Da die inaktiven SC mit Korrosionsproben zwischen den aktiven SC eingelagert wurden, ergab sich eine relativ langgestreckte Strahlen- und Wärmequelle zwar insgesamt mit 2,5-facher Wärmeleistung im Vergleich zum Versuch A1, aber im Mittel mit einer um 2/3 geringeren Wärmeleistung pro Längeneinheit.

Die gemessenen Verrohrungstemperaturen [27 (Anlage 11)] in verschiedenen Meßebenen lagen zwischen 70 °C und 97 °C, können aber durchaus zwischen den Meßebenen (an nicht erfaßten Stellen) Werte bis 130 °C (z. B. Mittelebene des SC 1) erreicht haben.

Die Steinsalzttemperaturen in vergleichbaren Meßebenen (SC 1) lagen um ca. 5 K höher im A2-Versuch gegenüber dem A1-Versuch bei radialen Abständen  $> 0,5$  m von der Bohrlochmitte. Temperaturen  $> 50$  °C blieben auf einen radialen Abstand von ca. 0,20 m von der Bohrlochmitte beschränkt.

Die durchgeführten Modellrechnungen weisen unter der Voraussetzung der Einlagerung von 6 Stück SC mit je 0,925 PBq Co-60 (direkt übereinander gestapelt) eine maximale Steinsalztemperatur von 93 °C und eine maximale SC-Mittentemperatur (Quellentemperatur) von 321 °C aus [29].

Die Untersuchungen zur Gas- und Lösungsfreisetzung gestalteten sich in diesem Versuch schwieriger. Da das Ringraumvolumen (einschließlich des nicht verrohrbaren Volumens unterhalb des -13,5 m-Niveaus) ca. 190 l betrug (im A1-Versuch: 5,2 l), mußten die freigesetzten Stoffmengen in einer größeren Verdünnung nachgewiesen werden [27]. Insgesamt ergab sich wegen der unbedeutend

höheren Temperaturbelastung des Steinsalzes ähnliche Freisetzungen wie im Versuch A1, d. h. es trat keine sicherheitsrelevante Erhöhung auf und es gab keine Hinweise auf  $H_2S$  oder  $Cl_2$ -Freisetzung [31, 32].

Die Untersuchungen zur Toxizität der freigesetzten Stoffe, der Explosibilität des Gasgemisches sowie des Druckaufbaus bei dichtem Bohrlochverschluß (ohne Probenahme) wiesen nach [28, 30, 35], daß keine Gefährdungen bestehen.

Untersuchungen zur Geomechanik des UMF und Betrachtungen zur Ringraumkonvergenz im Bohrloch [27] wiesen aus, daß Konvergenzraten  $< 1,5 \%$  auftreten und eine vollständige Ringraumkonvergenz bei der experimentellen Anordnung A2 nicht zu erwarten ist.

Die umfassenden Untersuchungen zur Korrosion des Verrohrungsstahls (Stahlmarke G 105) und des SC-Stahls St 38 bei verschiedenen Temperaturen und in verschiedenen Korrosionsmedien im Labormaßstab [38, 39, 40, 41, 46] und im Feldversuch [42] weisen Korrosionsraten aus, die eine Standzeit der Verrohrung (unter Zugrundelegung der A2-Bohrlochgestaltung und des konkreten Abfallaufkommens) von über 40 Jahren gewährt (auch unter Störfallbedingungen) [47]. Bei Annahme eines Modells mit gleichmäßigem Korrosionsabtrag über die mit SC beladene Verrohrung ergibt sich unter den Bedingungen des A2-Versuches und unter der Annahme, daß die eingebrachten Medien ( $O_2$  und  $H_2O$ ) vollständig zur Korrosion aufgebraucht werden, insgesamt ein Korrosionsabtrag von 0,32 mm an der Verrohrung (Wanddicke 7,5 mm) [45, 49].

Erste Untersuchungen zur Sicherheitseinschätzung zur Stabilität des Systems Verrohrung/SC während des Betriebszeitraumes des UMF für verschiedene Szenarien sind in [45, 47] durchgeführt.

#### 2.4.3. Zusammenfassende Bewertung

Die Vielzahl der vorliegenden Ergebnisse wiesen nach, daß sowohl die Einzelkörperlagerung A1 als auch die Mehrkörperlagerung A2 keine sicherheitsrelevanten Probleme über die Betriebsphase des UMF ausweisen [27, 29, 30, 31, 32, 33, 34, 35, 36, 37, 47, 49]. Erste Untersuchungen zur Nachbetriebsphase [35, 36, 37] sind weiter zu qualifizieren und quantifizieren. Genauere Aussagen sind nach Qualifizierung der Modellannahmen zum Korrosionsablauf unter Beachtung des Abklingverhaltens der eingelagerten Radioaktivität zu treffen.

In diesem Zusammenhang sei darauf hingewiesen, daß in den vorliegenden Untersuchungen alle zeitlichen Extrapolationen von Daten streng konservativ durchgeführt wurden.

Aus den vorliegenden experimentellen und theoretischen Ergebnissen geht hervor, daß bei einer Einzelbohrlochlagerung mit 6 Stück SC (mit einer maximalen Beladung je SC von ca. 1 PBq Co-60) Bohrlochwandtemperaturen im Steinsalz  $< 100^\circ C$  zu erwarten sind. Die von diesen Abfällen erzeugte Wärme und Strahlung sowie die dadurch verursachten Effekte (Stofffreisetzung, Druckaufbau, Bohrlochkonvergenz, thermische Belastbarkeit des Steinsalzes [33], Verhalten des Steinsalzes unter Einwirkung der  $\gamma$ -Strahlung [34] und thermische Belastbarkeit des SC bzw. des SC-Inhaltes) sind beherrschbar und es ergeben sich noch keine Einschränkungen zur Bohrlochbeladbarkeit.

Für die Einzelbohrlochbestückung mit einer Gesamtaktivität von 6 PBq (Co-60-Äquivalent) verteilt auf 6 oder mehr SC bestehen somit keine sicherheitstechnischen Einschränkungen.

Die "temperaturbeeinflusste" Zone ( $T > 30^{\circ}\text{C}$ ) eines Einzelbohrloches mit 6 SC à 1 PBq hat einen Durchmesser von ca. 5 m und im Falle vom A2-Versuch (5 aktive SC mit insgesamt 2,5 PBq und 3 inaktive SC) einen Durchmesser von etwa 3 m [27, 29].

Legt man die Temperaturfeldmodellierung für 6 SC mit je 0,925 PBq Co-60 aus [29] zugrunde und betrachtet eine Reihen-anordnung (Einzelreihe) von Bohrlöchern bei 4 m Bohrlochabstand, so tritt keine signifikante, gegenseitige Temperaturbeeinflussung der Bohrlöcher auf (Temperaturerhöhung infolge Nachbarbohrlochbelegung ca. 10 K).

Modellrechnungen [48] zu 2 m Bohrlochabstand in der Einzelreihe und einer Bohrlochbeladung mit max. 40 SC (mit je 0,2 PBq Co-60-Inhalt) ergaben unter der Voraussetzung, daß die Bohrlochreihe gleichzeitig beladen wird und unter Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls eine maximale Salztemperatur von  $105^{\circ}\text{C}$  an der Bohrlochwand der mittleren Bohrlöcher (ca. 2,4 Jahre nach dem Zeitpunkt der Beladung).

Geht man davon aus, daß die 2. Bohrlochreihe ca. 20 Jahre nach Belegungsbeginn der 1. Bohrlochreihe belegt würde, so ist infolge des radioaktiven Zerfalls die Aktivität, die Wärmeleistung und damit die Temperatur im 1. Bohrloch der 1. Bohrlochreihe erheblich abgesunken, so daß nur eine geringe gegenseitige Temperaturbeeinflussung der beiden Bohrlochreihen im UMF zu erwarten ist. Die Doppelreihen-anordnung im UMF erfordert hierzu weitere modellmäßige Betrachtungen.

Geht man davon aus, daß bis zum Jahr 1995 ca. 300 Stück SC und danach jährlich max. 30 SC einzulagern wären (vergl. Pkt. 2.1.), so wäre eine Bohrlochteufe von etwa 20 m ausreichend, um die bis zum Jahr 2030 anfallenden SC aufzunehmen (Bohrlochabstand 2 m und 56 nutzbare Bohrlöcher). Für den Extremfall, daß die in Tabelle 1 aufgeführten Abfallaufkommen nicht zurückgehen und eingelagert werden müßten, wäre eine Bohrlochteufe von 30 m erforderlich (ca. 40 SC pro Bohrloch). Ausgehend von der Abfallaufkommensentwicklung wird vorgeschlagen, bis 1995 mit einer Bohrlochteufe von 20 m (bei 8 m Bohrlochabdichtung und 2 m Bohrlochabstand) zu arbeiten und danach entsprechend des Trends im Abfallaufkommen über die Teufe neu zu entscheiden. Die Bohrlochabweichungen beim Bohren [27] sind möglichst gering zu halten (kleiner 0,1 m bei 20 m Teufe).

Es wird vorgeschlagen, die Bohrlöcher wie im A2-Versuch mit Gasprobenahmeröhrchen auszurüsten, um eine periodische Gasprobenprüfung durchführen zu können.

Zur Temperaturfeldüberwachung sollten in jeweils 4 um  $90^{\circ}$  versetzten Bohrungen in 1 m Abstand vom Einlagerungsbohrloch je 5 Thermoelemente (22 m; 18 m; 14 m; 10 m; 6 m Teufe) eingebracht werden.

Der Einsatz der Stahlsorte G 105 als Verrohrungsmaterial ist möglich und durch weitere Untersuchungen zum Korrosionsverhalten genauer zu bewerten.

Der Einsatz der im BI Freiberg gefertigten SC-Prüflehre ist im Rahmen der Qualitätsprüfung der von ERA zu fertigenden SC zu testen und bei positivem Ergebnis später für die SC-Kontrolle einzusetzen (Verringerung des Prüfaufwandes).

## 2.5. Beseitigung von Tritium-Abfällen hoher Aktivität

Ziel der durchgeführten Untersuchungen war die Erarbeitung von Vorschlägen zur Endlagerung von T-Abfällen auf der Basis experimentell bestimmter T-Freisetzungsraten von unverpackten und verpackten tritiumhaltigen Abfällen hoher Aktivität (Tritiumtargets, Tritiumleuchtelemente, feste und verfestigte andere T-Abfälle), einer Abfallaufkommensrecherche und den Einlagerungsbedingungen im Endlager. In dem dazu vorliegenden Bericht [44] wurden Arten und Mengen der bis 1995 zu erwartenden T-Abfälle zusammengestellt. Es zeigte sich, daß Targets und Leuchtelemente die Hauptmenge an T beinhalten und feste bzw. verfestigte Abfälle den größeren Volumenanteil bei geringerem T-Gehalt bilden.

Die mittels Elektretkammermeßmethode festgestellten T-Freisetzungsraten von Abfällen sowie T-Rückhaltevermögen von Konfektionierungsmaßnahmen bildeten die Basis für die Vorschläge zur Konfektionierung unter den besonderen Bedingungen der Anforderungen aus Transport und Endlagerung.

Aus den Meßergebnissen und Literaturdaten zur T-Freisetzung, aus der Aufkommensanalyse sowie unter Beachtung der gesetzlichen Randbedingungen für Transport und Endlagerung wurden abfallspezifische Vorschläge zum Transport und zur Endlagerung sowie zur Durchführung dosimetrischer Kontrollen erarbeitet, die das vorhandene System der zentralen Erfassung und Endlagerung von radioaktiven Abfällen weitestgehend nutzt bzw. geeignete und verfügbare Meßmethoden zum T-Nachweis hinsichtlich ihrer Einsatzmöglichkeiten bewertet.

Zur weiteren Datengewinnung und Präzisierung der Endlagerungsbedingungen für T-Abfälle hoher Aktivität wurde ein in-situ-Versuch vorgeschlagen, der eine SC-Lagerung im Bohrloch (getrennt von wärmeerzeugenden Abfällen) vorsieht [49].

## 3. Schlußfolgerungen

Die Gesamtzielstellung war entsprechend [1], ausgehend von der Abfallkonfektionierung, eine technologische Linie für die Endlagerung radioaktiver Abfälle hoher Aktivität (A3/S5) aus der APR zu entwickeln und zu untersuchen, inwieweit Nutzungsmöglichkeiten für die A1/S6-Abfälle aus KKW und T-Abfälle hoher Aktivität bestehen. Im Falle der wärmeerzeugenden radioaktiven Abfälle hoher Aktivität wurde nachgewiesen, daß bei einer Einlagerung in Steinsalz und bei Gesteinstemperaturen  $< 100^{\circ}\text{C}$  eine hohe Betriebssicherheit gewährleistet ist. Mit den Ergebnissen der Erprobung konnte gezeigt werden, daß die Gesamttechnologie mit der erforderlichen Betriebs- und Strahlensicherheit für den Erprobungsbetrieb als Regeltechnologie einsatzbereit ist.

Die in den Abstimmungen zur Weiterführung und zum Abschluß der Arbeiten getroffenen Festlegungen [23, 24] wurden abgearbeitet und darüber hinausgehende Untersuchungen zu Regelungen im Vorfeld der Technologie und zur Sicherheitseinschätzung der Technologie durchgeführt.

Es ergeben sich folgende Überführungsaufgaben:

1. Die Refinanzierung und Übernahme der Grundmittel ist entsprechend der abgestimmten Verfahrensweise im ersten Quartal 1989 abzuschließen.
2. Die Einzarbeitung des Bedienpersonals ist bis zur Übernahme der Erfassungstätigkeit weiterzuführen.
3. Zur Vorbereitung der Einlagerung als Regeltechnologie (Mehrbohrlochanordnung) sind folgende Arbeiten im UMF durchzuführen:
  - Zur Vorbereitung der Einlagerung sollten am Streckenende des UMF zwei Bohrlöcher in der Bohrlochreihe der A1/A2-Versuche mit 20 m Teufe und in 2 m Abstand voneinander zur Aufnahme von SC vorbereitet werden (siehe Abschnitt 2.4.3.).
  - Des weiteren sind die zugehörigen 7 Temperaturfeldmeßbohrlöcher in jeweils 1 m Abstand vom Einlagerungsbohrloch (90° versetzt) vorzubereiten und auszurüsten. Die Bohrlochherstellung und Ausrüstung erfolgt analog zum A2-Bohrloch.
  - Die Gasanalyse im Bohrlochringraum ist periodisch durchzuführen.

Entscheidenden Einfluß auf die UMF-Gestaltung werden Menge und Aktivitätsinhalte der einzulagernden SC haben. Aus gegenwärtiger Sicht erscheinen die 56 noch zur Verfügung stehenden Bohrlöcher bei 20 m Verrohrung in ihrer Kapazität bis zum Ende der avisierten Betriebsdauer des ERAM als ausreichend. Da die bisherigen Untersuchungen zur Mehrkörperlagerung von SC in einem Bohrloch nur begrenzt Aussagen zur Einzelreihen- bzw. Doppelreihenordnung der Bohrlöcher gestatten, wird vorgeschlagen, in den weiterführenden F/E-Themen zu sicherheitstechnischen Problemen folgende Aufgaben in Angriff zu nehmen:

- mathematische Modellierung des Temperaturfeldes einer Einzelreihenordnung unter verschiedenen Annahmen (z. B. 20 m Bohrlochteufe (12 m belegbar), 2 m Bohrlochabstand und 5 PBq, 10 PBq bzw. 15 PBq Co-60-Inhalt je Bohrloch)
- mathematische Modellierung des Temperaturfeldes einer Doppelreihenordnung unter verschiedenen abfallrelevanten Annahmen
- Modellierung des Temperaturfeldes der Verrohrung über den Betriebszeitraum unter Beachtung des radioaktiven Zerfalls
- in-situ-Untersuchungen zur Stofffreisetzung aus dem Anstehenden bei höheren Temperaturen ( > 100 °C) |27|
- sicherheitstechnische Untersuchungen zur Bohrlochverfüllung und Verrohrung entsprechend |27|
- Untersuchungen im Labormaßstab zur Einschätzung der Auslaugstabilität der Abfallmatrix
- Qualifizierung der Korrosionsdaten für die Barrieren SC und Verrohrung
- Modellierung des zeitlichen Ablaufs zum RN-Austritt aus dem Bohrloch unter den speziellen Bedingungen der Lagerung nach Beendigung des Einlagerungsbetriebes (Langzeitsicherheit)

- Zusammenfassung aller Ergebnisse zur Betriebs- und Langzeitsicherheit zur Optimierung der Doppelreihenanzordnung und ihrer technologischen Barrieren im UMF
- Nutzung der Doppelreihenbohrlochanordnung im UMF als Meßfeld für sicherheitsrelevante Daten der Langzeitsicherheit.

Die durchgeführten theoretischen und experimentellen Untersuchungen zu Tritiumabfällen zeigen, daß die in der DDR in den nächsten Jahren anfallenden radioaktiven Abfälle mit hohem spezifischen Tritiumgehalt in das System der zentralen Erfassung und Endlagerung radioaktiver Abfälle einbezogen werden können. Um die Einhaltung gesetzlicher Bestimmungen zu Transport und Strahlenschutz zu gewährleisten, sind zur Vorbereitung einer routinemäßigen Erfassung folgende Voraussetzungen zu schaffen, die vom ERAM mit Unterstützung von IfE/Bereich Dresden zu realisieren sind:

#### 1. für Erfassung/Transport:

- Information der Anwender über erforderliche Bearbeitung und Verpackung der Abfälle.
- Zur Einhaltung der festgelegten Grenzwerte zum Transport tritiumhaltiger Stoffe sind für die Erfassung geeignete Behälter bereitzustellen.  
Außer 200 l-Fässern sind für den Transport konfektionierter Leuchtelemente kleinere Hobbocks (10 l, 25 l) erforderlich.
- Die Spezialcontainer mit Schraubverschluß sind für den Transport von verbrauchten T-Targets auf Typ A-Tauglichkeit zu prüfen |50|.

#### 2. Eingangskontrolle

- Kontaminationskontrollen an Endlagerbehältern sind über Wischteste und Auswertung über LSC zu realisieren.
- Kontrolle von T-Freisetzung in die Atmosphäre aus verschlossenen Endlagerbehältern kann stichprobenweise mit Hilfe des Elektretkammermeßverfahrens erfolgen.  
Der Aufbau eines geeigneten Meßsystems kann in Zusammenarbeit mit der TU Dresden/Bereich Strahlenschutzphysik erfolgen.

#### 3. Endlagerung

- Für die Einlagerung von 200 l-Fässern mit T-Abfällen mittlerer bis hoher Aktivität (T-Leuchtelemente und HTO-haltige Abfälle) sollte ein gesonderter Streckenabschnitt vorgesehen werden, um Luftkontrollen auf HTO-Gehalt (Adsorption des Wassers und Messung mit LSC) besser zu gewährleisten. Die Anwendung der Stapeltechnologie ist einem Faßverstoß vorzuziehen, da die Integrität der Verpackung gewährleistet bleiben soll.  
Für die Einlagerung über einen Betriebszeitraum von ca. 50 Jahren werden ausgehend vom gegenwärtigen Abfallaufkommen insgesamt ca. 100 m<sup>3</sup> T-Abfälle in 200 l-Fässern zur Endlagerung kommen.

- Zur Erprobung der Einlagerung von T-Abfällen hoher Aktivität im SC sollte eine Versuchseinlagerung über zwei bis fünf Jahre durchgeführt werden. In ein verrohrtes Bohrloch oder in ein speziell vorbereitetes 200 l-Faß wären die SC mit konfektionierten T/Ti-Targets wieder rückholbar einzulagern und Kontrollmessungen zum T-Aufbau im Meßvolumen durchzuführen. Die Meßanordnung sollte vor der Beladung mit SC mittels inaktiver gaschromatografischer Meßmethoden auf Dichtheit geprüft werden.  
Für den Versuch können aus der APR ca. 200 TBq Tritium in Form von T/Ti-Targets zur Verfügung gestellt werden. Sie sind in 4 Stück vom ERAM bereitzustellende SC einzubringen und der Einlagerung zuzuführen.
- Der Abstand zu wärmeerzeugenden Abfällen sollte bei der Endlagerung so groß gewählt werden, daß die SC-Temperatur nicht über 50 °C ansteigt. Eine Verrohrung ist im Falle einer Endlagerung aus gegenwärtiger Sicht nicht erforderlich. Bei einer Bohrlochtiefe von ca. 80 m und einem auf der Basis bisheriger Daten abgeschätzten Abfallaufkommen von etwa 150 Stück SC über einen Zeitraum von 50 Jahren wäre ein Bohrloch ausreichend. Genauere Daten sind nach Abschluß des Einlagerungsversuches festzulegen.

#### 4. Literatur

- [1] V1-Bericht zur Technologie des Transportes und der Endlagerung umschlossener Strahlenquellen hoher Aktivität  
FDC 14/86, Juni 1986
- [2] V2-Bericht zur Technologie des Transportes und der Endlagerung umschlossener Strahlenquellen hoher Aktivität  
FAW 1/87, Januar 1987
- [3] Vorbereitung der Endlagerung von radioaktiven Abfällen hoher Aktivität im UMF des Endlagers  
- Zusammenfassender Bericht über die F/E-Leistungen zur Leistungsstufe V8 -  
FDT 6/86, Februar 1986
- [4] Technische Dokumentation zur Technologie des Transportes und des Einbringens von SC mit radioaktiven Abfällen in Bohrlöcher  
BI-E-298-424 v. 31.3.85
- [5] Protokolle zur Beladung und zum Transport von  

|         |              |
|---------|--------------|
| SC 1 am | 18.6.85      |
| SC 2 am | 20.11.86     |
| SC 3 am | 22. 2.87     |
| SC 4 am | 13./16. 2.87 |
| SC 5 am | 9. 2.87      |
- [6] Annahmebedingungen zur zentralen Erfassung umschlossener Strahlenquellen  
✓ A3/S5 v. Dez. 1987
- [7] Container für radioaktives Material  
- Typ Pb 250 B(U) -  
✓ BI-T-93-361 v. 20.12.84  
und Betriebsvorschrift v. 6.5.83

- | 8 | Protokolle zur technologischen Erprobung  
am 28. 5.1984 (in Radeberg) u. am 8.6.84  
am 23.10.1984 und vom 23. bis 25.10.1984 (im ERAM)  
am 15. 5./21. 5./4. 6.1985 (im ZfK Rossendorf)  
am 18. 6.1985 (im ZfK Rossendorf, SC 1)  
am 17. 7.1985 (im ERAM)
- | 9 | Untersuchungen zum thermischen Sicherheitsnachweis  
am Pb 250 B(U)  
✓ KKW/FDT 14/84
- | 10 | Versandstückmustergenehmigung  
DDR/19/B(U) des SAAS vom 20.5.1984
- | 11 | Bedienungsanleitung  
Umschlag von Abfallkörpern (SC) für ihre Endlagerung  
BI-E-287-413 v. 30.6.1984
- | 12 | Aktennotiz zur Versuchseinlagerung von SC im  
Bohrloch A2 vom 16.3.87  
am 26./28.1. und 16./18.2.1987
- | 13 | Dokumentation zur Umrüstung des Umladecontainers auf  
elektrischen Betrieb der Greiferwinde "UC-Elektrowinde"  
BI-E-361-506 v. 20.2.1988
- | 14 | Inspektionsbericht des SAAS (Koll. Werner, Koll. Börst)  
vom 16.7. bis 19.7.1985
- | 15 | Vollzugsmeldung zur Umladung (A2-Versuch)  
v. 5.8.87 von ZFF an das SAAS
- | 16 | Aktennotiz vom 21.7.1987 zur Entnahme der Werkstoffcon-  
tainer C1 ... C3 aus dem Feldversuch A2 v. 7. bis 9.7.87
- | 17 | Dokumentation für die Aufnahmeplatte des Bohrloch-  
verschlusses BI-E-360-501 (1986)
- | 18 | Dokumentation zur Installation eines elektrischen  
Hebezeuges im UMF des ERA  
BI-E-359-504 (1988)
- | 19 | Instruktion zur Herstellung von Einlagerungs- und Kontroll-  
bohrungen für die Einlagerung und Überwachung von SC  
BI-E-327-461 (1987)
- | 20 | Technische Dokumentation zur Mehrfachlagerung von  
Spezialcontainern  
BI-E-319-451 (1986)
- | 21 | Untersuchungen zur Geschwindigkeit und zur Festigkeit  
eines SC beim Fall in einem vertikalen Rohr  
✓ BI-E-335-471 (1987)
- | 22 | Bericht über die Erprobung transporttechnischer Aus-  
rüstungen für die Einlagerung von Quellen im UMF des  
ERA Morsleben  
BI-E-288-414 (1984)
- | 23 | Entwurf zum Maßnahmeplan zur Lagerung von SC im UMF  
vom 30.3.1988 (ERA)
- | 24 | Protokoll der Verteidigung der Leistungsstufe V8/0  
des BI Freiberg zum WV-Nr. 2066/86 v. 21.4.1988

- |25| Vorhersage des A1-Temperaturfeldes, Studien zur Meßwertinterpretation und Schlußfolgerungen  
BI-E-305-434 (1985)
- |26| Geochemische Untersuchungen zum In-situ-Versuch "A 1"  
BI-E-338-474 (1987)
- |27| Zusammenfassender Bericht zu den Ergebnissen von In-situ-Versuchen und Laboruntersuchungen zum Nachweis der Sicherheit für die Lagerung wärmeerzeugender Abfälle höherer Radioaktivität  
BI-E-358-503 (1988)
- |28| Prognose zur Gas- und Lösungsfreisetzung beim A2-Versuch  
BI-E-331-466 (1987)
- |29| Prognose der Temperaturfelder endgelagerter Strahlenquellen  
BI-E-318-447 (1986)
- |30| Abschätzung der Toxizität der sich bei der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle im Salzgestein bildenden Gasatmosphäre  
BI-E-341-477 (1987)
- |31| Thermisch-differenzierte  $H_2S$ -Freisetzung aus Halititproben - Laborbericht -  
BI-E-347-488 (1987)
- |32| Abschließende Betrachtung zur Problematik der Bildung von Chlor durch  $\gamma$ -Radiolyse bei der Endlagerung von hochradioaktivem Abfall im Salzgestein  
BI-E-348-489 (1987)
- |33| Thermische Belastbarkeit von Steinsalz bei der Endlagerung wärmeerzeugender radioaktiver Lagerkörper  
BI-E-317-446 (1986)
- |34| Das physikalische und chemische Verhalten von Halitit unter Einwirkung radioaktiver Strahlung  
BI-E-333-469 (1987)
- |35| Bewertung der Endlagersicherheit von radioaktiven Abfällen in verrohrten Sohlenbohrlöchern  
BI-E-353-496 (1987)
- |36| Bewertung der Barriereigenschaften des Steinsalzes - Modellbetrachtungen  
BI-E-332-468 (1987)
- |37| Technische Konzeption der Endlagerung von Abfällen höherer Aktivität in Bohrlöchern  
BI-E-325-459 (1987)
- |38| Studie Korrosionsprobleme metallischer Behälterwerkstoffe bei der Endlagerung wärmeerzeugender radioaktiver Abfälle im Halitit  
BI-E-322-455 (1986)
- |39| Literaturbericht zur Korrosion des Abfallbehälters und der Verrohrung  
FDC 14/86 (1986)

- [40] Zwischenbericht zu Korrosionsuntersuchungen an metallischen Behälterwerkstoffen für die Endlagerung umschlossener Strahlenquellen hoher Aktivität  
FAC 25/86 (1986)  
Zwischenbericht über experimentelle Untersuchungen zum Korrosionsverhalten von un- und niedrig-legierten Stählen in konzentrierten Salzlösungen  
(1987 o. Nr.)
- [41] Jahresbericht über die Untersuchung zum Korrosionsverhalten an metallischen Behälterwerkstoffen für die Endlagerung umschlossener Strahlenquellen  
DFK 5051.87-F
- [42] Korrosionsversuch unter dem Einfluß von  $\gamma$ -Strahlung im Keradentawerk Radeberg  
BI-E-354-499 (1988)
- [43] Untersuchungen zur Korrosion metallischer Werkstoffe unter den Bedingungen der Endlagerung wärmeerzeugender radioaktiver Abfälle im Halitit  
BI-E-355-500 (1987)
- [44] Beseitigung von Tritiumabfällen hoher Aktivität aus der Anwendung und Produktion von Radionukliden  
DFA.5064.88 F (1988)
- [45] Vorbereitung und Durchführung der Versuchseinlagerung von Spezialcontainern im ERA Morsleben und Erarbeitung der Grundlagen für den Sicherheitsnachweis  
- Bericht zur Erfüllung der Leistungen des Pflichtenheftes zum Wirtschaftsvertrag 2066/86 -  
BI-E-364-516 (1988)
- [46] Jahresbericht 1988 über die Untersuchungen zum Korrosionsverhalten an metallischen Behälterwerkstoffen für die Endlagerung umschlossener Strahlenquellen  
DFA.5087.88 F
- [47] Sicherheitseinschätzung zum System Spezialcontainer/Verrohrung bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle hoher Aktivität während der Betriebsphase des ERA  
DFA.5088.88 F
- [48] persönl. Mitteilung zu Modellergebnissen im Rechenprogramm UMF 88  
A. Böttcher, Okt. 1988
- [49] Technische und sicherheitstechnische Aspekte der Endlagerung von radioaktiven Quellen der Strahlenschutzgruppe S5  
Franke, Mosler, Böttcher, Schneider  
Vortrag auf der 21. Fortschrittsberatung des ERA Morsleben vom 1. bis 3.11.88 in Altenburg
- [50] Endlagerung und Transport von Sonderabfällen  
- A2-Bericht: Erarbeitung des Lösungsweges -  
ERAM-ZF-07/88