FACHVERBAND FÜR STRAHLENSCHUTZ e.V.
Mitgliedsgesellschaft der International Radiation Protection Association (IRPA)

STRAHLENSCHUTZASPEKTE BEI RADIOAKTIVEN KONTAMINATIONEN

Bericht der 17. Jahrestagung des
Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.
8. - 10. Juni 1983
im
EUROGRESS der Stadt Aachen

FS - 83 - 32 - T
November 1983

Als Manuskript gedruckt

FS-Berichte aus der Schriftenreihe des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.

Zu beziehen durch das Sekretariat:
H. Brunner, Abt. SU, Eidg. Institut für Reaktorforschung, CH-5303 Würenlingen, Schweiz

FACHVERBAND FÜR STRAHLENSCHUTZ e.V.
Mitgliedsgesellschaft der International Radiation Protection Association (IRPA)

TAGUNGSBERICHT

STRAHLENSCHUTZASPEKTE BEI RADIOAKTIVEN KONTAMINATIONEN

17. Jahrestagung des
Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.
8. - 10. Juni 1983
im
EUROGRESS der Stadt Aachen

Redaktion: H. Bonka
H.-G. Horn

FS - 83 - 32 - T

Der Fachverband für Strahlenschutz e.V., Mitgliedsgesellschaft der "International Radiation Protection Association (IRPA)" für die Bundesrepublik Deutschland und die Schweiz, veranstaltete vom 8. bis 1o Juni 1983 in Aachen seine 17. Jahrestagung. Die Tagung sollte einen breiten Austausch von Informationen über neuere Erkenntnisse und Erfahrungen auf den Gebieten radioaktiver Kontamination und Dekontamination ermöglichen. Im einzelnen wurden die Entstehung, die Verhinderung, der Nachweis und die Beseitigung von Kontaminationen und die daraus folgende Strahlenexposition

am Arbeitsplatz in Laboratorien, medizinischen Einrichtungen und kerntechnischen Anlagen,

bei beruflich strahlenexponierten Personen,

bei Komponenten und Systemen von kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen unter Berücksichtigung der Dosisminimierung, der Werkstoffwahl, der Konstruktion sowie der Stillegung und Endbeseitigung,

und die nationalen und internationalen Vorschriften und Normen behandelt.

Ohne die Unterstützung zahlreicher Mitglieder des Fachverbandes wäre es dem Programmausschuß nicht möglich gewesen, das interessante Tagungsprogramm zusammenzustellen.

Der Fachverband für Strahlenschutz dankt besonders dem Bundesminister des Innern für die Förderung der Tagung.

Die technische Durchführung der Jahrestagung und Erstellung des Tagungsberichtes lag beim Lehrgebiet Strahlenschutz in der Kerntechnik der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen. Für die vielen Mühen sei Herrn Dipl.-Ing. H.-G. Horn, Frau E. Saad, Frau Dipl.-Ing. M. Horn, Herrn Dipl.-Ing. H. Holtschmidt, Herrn Dipl.-Ing. J. Küppers und den Hilfsassistenten des Lehrgebietes vielmals gedankt.

R. Neider
Präsident des Fachverbandes
für Strahlenschutz

H. Bonka
Tagungspräsident

Programmausschuß

R. Neider	Berlin (Vorsitzender)
W. Bentele	Neckarwestheim
H. Bonka	Aachen
H. Jacobs	Jülich
W. Jeschki	Würenlingen
R. Maushart	Wildbad
H.-J. Schartz	Heidelberg
H. Schieferdecker	Karlsruhe
M. Tscherner	Köln

Tagungspräsident

H. Bonka	Aachen

Wissenschaftlicher Sekretär

H.-G. Horn	Aachen

Sitzungsleiter

Sitzung 1	H. Bonka
2	R. Neider
3	R. Maushart
4	H. Jacobs
5	H. Schieferdecker
6	H. Brunner
7	W. Hunzinger
8	M. Tscherner
9	A. Spang
10	K. Goebel
11	K. Goebel
	R. Maushart (Rapporteur)
12	W. Bentele

INHALTSVERZEICHNIS

Seite

1. Vorwort des Bundesministers des Inneren und Begrüßung 1

2. Nationale und internationale Vorschriften 21

Nationale und internationale Vorschriften auf dem Gebiet der Kontamination und Dekontamination
Spang, A. 22

Rechtsvorschriften des internationalen, innerstaatlichen und ausländischen Rechts über die radioaktive Kontamination und Dekontamination
Bischof, W. 31

Fortschritte der nationalen und internationalen Normung auf den Gebieten Messung von Kontamination, Dekontaminierbarkeit von Oberflächen und Wirkung von Dekontaminationsmitteln
Tamberg, T. 47

Sind die Richtwerte für Oberflächenkontaminationen tauglich?
Hunzinger, W. 53

3. Messung von Kontaminationen 63

Argumente für eine Meßwertanzeige in Becquerel pro cm^2 bei Kontaminationsmonitoren
Maushart, R. 65

Probleme bei der Ausmessung kontaminierter Anlagenteile
Köhler, G., Schartz, J., Schüler, H. 77

Nachweis von radioaktiven Kontaminationen beruflich strahlenexponierter Personen mit Filmdosimetern
David, J. 85

Seite

4. Personenkontamination und -dekontamination 97

Nutzen- und Risikoüberlegungen bei Dekontmaßnahmen aus medizinischer Sicht
Heinemann, G. 99

Problematik bei der Personendekontamination in Kernkraftwerken
Franz, M., Pawlytsch, S., Reichert, B., Strauß, W. 1o7

Berechnung von Dosisfaktoren bei der Kontamination der Haut und der Kleidung
Henrichs, K., Kaul, A., Seelentag, W. 125

Zu erwartende Strahlenbelastung von medizinischem Personal bei der Behandlung kontaminierter Patienten
Kemmer, W. 137

5. Medizinischer Bereich 151

Probleme der Kontamination und Dekontamination beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen im medizinischen Bereich
Glöbel, B., Andres, C., Lehnen, H. 153

Erfahrungen mit täglicher Kontaminationsüberwachung in einer nuklearmedizinischen Abteilung
Anger, K., Stockberg, H., Schmachtenberg, A., Treusacher, P., Wahlen, M. 167

Strahlenschutzaspekte bei der Therapie mit Jod-131 in der Nuklearmedizinischen Klinik der Universität Düsseldorf auf dem Gelände der Kernforschungsanlage in Jülich
Friedrich, W. 175

Seite

6. Spezielle Aspekte 185

Kontaminations- und Dekontaminationsprobleme beim Umgang mit Tritium
Riedel, H.J., Fabian, H.J. 187

Zur Tritiumkontamination von Prozeßwärme HTR's am Beispiel der prozeßgaserzeugenden Anlage AVR II
Hecker, R., Buchkremer, H.P., Jonas, H., Stöver, D. 197

Erfahrungen bei der Dekontamination ehemaliger Radium-Setzereien
Etzweiler, A., Lauffenburger, Th., Schällibaum, H. 2o9

Reinigungsmittel zur Entfernung von Oberflächenkontaminationen
Kunze, S. 219

7. Heiße Zellen, Wiederaufarbeitungsanlagen und Brennelementherstellung 231

Beherrschung der alltäglichen Kontaminationsprobleme in einem Heißzellen-Labor
Buch, R. 232

Erfahrungen bei der Dekontamination von Zelleninnenräumen
Nievelstein, M. 243

Strahlenschutzmaßnahmen bei der Sanierung einer Heißen-Zelle
Berger, H.-U., Burck, W., Dilger, H. 255

Dekontamination der Zelle I in der WAK
Herrmann, G., Hoffmann, W., Wiese, H. 267

Seite

Entstehung, Verhinderung, Nachweis und Beseitigung von Kontaminationen in einer Fertigungsanlage für Pu/U-Mischoxid-Brennelemente
Hagenberg, W., Wagner, W. 281

8. Kernkraftwerke 295

Strahlenschutzaspekte bei Kraftwerks-Revisionen im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN) unter besonderer Berücksichtigung von Kontaminationen
Bentele, W., Wörner, E. 296

Berücksichtigung des Erfahrungspotentials bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten im Strahlenbereich
Berg, D., Knape, H. 311

Fernbediente und zerstörungsfreie Probenahme zur Bestimmung der Kontamination in Reaktorkreisläufen
Schenker, E., Hanulik, J., Görlich, W. 323

Die quantitative Bestimmung von Fe-55, Ni-59 und Ni-63, in Reaktorkomponenten
Görlich, W., Schenker, E., Hanulik, J. 335

Die Strahlenschutzproblematik bei Reparaturen an Primärkreiskomponenten eines HTR am Beispiel des AVR
Wahl, J. 347

9. Umrüstmaßnahmen in Kernkraftwerken 359

Kontamination und Dekontamination beim Austausch von Rohrleitungen im Kernkraftwerk Würgassen
Brandt, D., Voelz, E. 361

Dekontamination durch chemische und elektrochemische Verfahren bei Reparatur- und Umrüstmaßnahmen
Bertholdt, H.-O. 371

Seite

Podiumsdiskussion 393
Teilnehmer:

Spang, A. (KWU)
Bertholdt, H.-O. (KWU)
Stickelmann, J. (KKW Stade GmbH)
Palmowski, J. (Kraftanlagen Heidelberg AG)
Brandt, D. (Preußische Elektrizität AG)
Burke, J. (TÜV Bayern)

10. Störfälle 415

Clean up Progress at the TMI II Nuclear Power Plant
Peterson, H.K. 417

Umweltkontamination als Schadensereignis
König, L.A. 483

11. Posterpräsentation und -diskussion 493

Erfahrungen bei der Dekontamination von tritiumverarbeitenden Leuchtfarbenbetrieben
Etzweiler, A., Lauffenburger, Th., Schällibaum, H. 495

Empfindlichkeit von Kontaminationsmeßgeräten für praktisch vorkommende Kontaminationen am Jülicher Isochronzyklotron - Problematik der Grenzwertfestlegung für Routinebetrieb
Uray, I., Probst, H.J. 5o5

1. Alpha-Beta Kontaminationsdetektoren insbesondere für Freigabemessungen von Anlageteilen aus kerntechnischen Anlagen 519
2. Beta-Gamma Dosisleistungsmesser für vorsorgliche Strahlenschutzmessungen am Arbeitsplatz 529
3. Beta-Gamma Mehrfachfingerdosimeter zur Erfassung der Äquivalentdosis der Haut 537

Keller, M.

Seite

Ortsdosisleistung vor kontaminierten Flächen
Heinzelmann, M. 545

Eine einfache und schnelle Methode zur Bestimmung von Ra-226 in wässrigen Proben (Trinkwasser, Mineralwasser)
Berlich, J., Glöbel, B. 555

Ein einfaches Verfahren der Bestimmung von stabilem und radioaktivem Blei in wässrigen Proben
Glöbel, B., Keller, K.-D. 567

12. Stillegung von kerntechnischen Anlagen 575

Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung des Kernenergieschiffes OTTO HAHN
Henning, K.-D. 577

Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung des Nuklearschiffes OTTO HAHN aus der Sicht des Entsorgers
Hutz, K.H., Obst, J. 597

Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung des Kernkraftwerks Niederaichbach
Löschhorn, U., Burkhold, U., Obst, J., Stasch, W. 607

Dekontamination und Beseitigung von ausgebauten Reaktorkomponenten
Laser, M., Rosenbaum, F., Schulz, W. 617

13. Schlußworte 627

14. Teilnehmerverzeichnis 637

Vorwort

Gründliche Untersuchungen beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in den letzten Jahrzehnten haben erwiesen, daß auch erhebliche Kontaminationen am Arbeitsplatz und bei Komponenten und Systemen von kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen zu beseitigen sind. Dieses Ergebnis ist eine ganz wesentliche Voraussetzung für den Umgang mit größeren Mengen radioaktiver Stoffe z.B. im medizinischen Bereich, in der Forschung oder bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie.

Der Fachverband für Strahlenschutz e.V. hat auf seiner 17. Jahrestagung in der alten Kaiserstadt Aachen dieses Thema behandelt, um den Austausch von Informationen und Erfahrungen zu vertiefen. Ein besonderes Verdienst der Tagung war die offene Diskussion strittiger Fragen.

Der Tagesbericht enthält eine umfassende Übersicht über die neuesten Erkenntnisse bei der Entstehung, der Erkennung und der Beseitigung von Kontaminationen in nahezu allen Anwendungsgebieten radioaktiver Stoffe. Die Vorträge und Diskussionen machen auch dem kritisch fragenden Bürger deutlich, daß beim zunehmend zur Routine gewordenen Umgang mit radioaktiven Stoffen der Schutz des Menschen gewährleistet werden kann.

Dem Fachverband für Strahlenschutz e.V. wünsche ich für seine weitere Arbeit viel Erfolg.

Dr. Friedrich Zimmermann
Bundesminister des Innern

Begrüßung der Teilnehmer
durch
Prof. Dr. H. Bonka
Tagungspräsident

Meine sehr verehrten Damen und Herren,
liebe Kolleginnen, liebe Kollegen,

ich möchte Sie als Tagungspräsident zur 17. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz herzlich begrüßen. Es freut mich sehr, daß Sie so zahlreich nach Aachen gekommen sind.

Mein besonderer Gruß gilt unserem ehemaligen Präsidenten des Fachverbandes, Herrn Dr. Hunzinger, aus der Schweiz. Er hatte auf der Mitgliederversammlung in Lausanne in einer Blitzaktion die Jahrestagung 1983 in Aachen festgelegt.

Liebe Kolleginnen, liebe Kollegen, unsere diesjährige Jahrestagung sollte wegen der im nächsten Jahr in Berlin stattfindenden internationalen IRPA-Tagung eine kleine Tagung sein. Aus diesem Grunde wurde ein enges Tagungsthema, nämlich "Strahlenschutzaspekte bei radioaktiven Kontaminationen" gewählt. Wir haben nun mehr als 220 Tagungsteilnehmer. Dies zeigt, daß der Fachverband für Strahlenschutz das richtige Thema aufgegriffen hat.

Leider war es wegen des Sommersemesters nicht möglich, die Tagung in den Räumen der Technischen Hochschule Aachen durchzuführen. Ich hoffe, daß Sie mit unserem schönen Eurogress ebenso zufrieden sind. Vor zwei Jahren, bei der Festlegung des Tagungsorts Aachen, hatte ich aber auch das Gefühl, daß es sich in der Schweiz und der Bundesrepublik herumgesprochen hatte, daß wir ein sehr schönes Kongresszentrum haben - und dies im Verbund mit einem vielgelobten Spielkasino gleich daneben. Ich wünsche mir, daß Sie aber auch einmal Zeit finden, um durch den Zentralbereich der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule zu schlendern. Zur Zeit herrscht emsige Betriebsamkeit.

Liebe Kolleginnen, liebe Kollegen, zu unserer Eröffnungssitzung habe ich die Ehre zu begrüßen

- unseren Bürgermeister, Herrn Dipl.-Ing. Gläßer
- den Prorektor der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen, Herrn Prof. Dr.-Ing. Eversheim
- den Leiter der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz beim Bundesministerium des Innern, Herrn Ministerialdirektor Dr. Bochmann
- den Leiter der Abteilung Gewerbeaufsicht, Arbeitsschutz, Umweltschutz, Emissionsschutz, Kernenergie und Strahlenschutz beim Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen, Herrn Prof. Dr.-Ing. Dreyhaupt und
- den jetzigen Präsidenten des Fachverbandes für Strahlenschutz, Herrn Prof. Dr. Neider.

Ich freue mich, daß Sie zu uns gekommen sind, um ein Grußwort an die Tagungsteilnehmer zu richten.

Sehr geehrter Herr Bürgermeister, darf ich Ihnen nun das Wort für Ihre Begrüßung erteilen.

Begrüßung der Teilnehmer
durch
Bürgermeister Dipl-.Ing. C. Glässer

Herr Präsident, meine sehr verehrten Damen und Herren,

zur 17. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz darf ich Sie, meine Damen und Herren, die Sie aus dem In- und Ausland nach Aachen gekommen sind, recht herzlich in unserer Stadt willkommen heißen. Nachdem Sie, wie wir eben hörten, im vergangenen Jahr in München waren, in der, so wie die Münchener zumindest sagen, heimlichen Hauptstadt der Bundesrepublik, so freuen wir uns, daß Sie nunmehr in die westlichste Großstadt der Bundesrepublik gekommen sind. Die Anwesenheit der Vertreter aus dem Bundesinnenministerium und des Landesministeriums für Arbeit, Soziales und Umweltschutz deuten darauf hin, daß auch hier heute wieder Umweltprobleme behandelt werden. Daß gerade Strahlenschutzfragen unter medizinischen und objektiv technischen Perspektiven behandelt und diskutiert werden, scheint mir eine sehr wichtige Aufgabe zu sein. Denn zu oft werden mögliche Gefahrenmomente, die von Strahlungselementen ausgehen können, zu unsachlich, polemisch oder zielbewußt dargestellt, wenn andererseits allerdings auch festgestellt werden muß und nicht verkannt werden kann, daß die durch unsachgemäße Behandlung oder bei Unfällen unkontrolliert emittierte Strahlung eine tödliche Gefahr sein kann.

Die Stadt Aachen wird in den nächsten 3 Tagen der Tagungsort für Ihre Jahrestagung sein. Besucher, die nach Aachen kommen, verbinden selbstverständlich zunächst einmal den Namen dieser Stadt mit Karl dem Großen. In der Tat ist, wenn auch schon vor seiner Zeit keltische und römische Ansiedlung festzustellen war, die eigentliche Gründung dieser Stadt auf Karl den Großen

zurückzuführen. An der Stelle des heutigen Rathauses baute dieser Kaiser um 800 seine Kaiserpfalz, und das Oktogon, der Kernpunkt des Aachener Münsters, ist ebenfalls ein Werk der karolingischen Zeit. In der Nachfolge dieses Kaisers wurden in Aachen noch 30 deutsche Könige gekrönt.

Aber diese Stadt hat, wenn sie sich auch mit der geschichtlichen Tradition verbunden fühlt oder sich mit ihr identifiziert, auch in der Gegenwart neue Akzente gesetzt. Mit 240 000 Einwohnern hat diese Stadt eine Größe, die überschaubar bleibt, die der Bürger noch als persönlich empfindet und sich auch persönlich angesprochen fühlt. Mit der Technischen Hochschule, die den größten Teil der fast 35 000 Studenten in dieser Stadt stellt, wird ein Leben in dieser Stadt mit wesentlich geprägt. Wenn der Prorektor nach mir spricht, dann ist das sicherlich kein Zufall, aber es mag auch als ein Symbol betrachtet werden für die gute Zusammenarbeit, die vielen engen Kontakte, die die Hochschule und die Stadt Aachen miteinander haben, und das findet auch städtebaulich seinen Ausdruck, indem die ersten Institute dieser Hochschule keine 100 m weit vom Rathaus dieser Stadt gelegen sind.

Die Jahrhunderte alten Industriestrukturen, die wesentlich geprägt waren durch die Textil- und die Metallindustrie, bieten in Aachen den Bewohnern traditionelle Arbeitsplätze, wenn diese auch, was insbesondere für die Tuchindustrie zutrifft, zum Teil gefährdet sind. Neuansiedlungen zwischen den beiden Kriegen oder nach dem Kriege haben die Palette wesentlich erweitert, und wir sind glücklich, daß wir in Aachen eine Reihe von internationalen Konzernen wie aus der Glasindustrie oder Philipps oder wie sie alle heißen, hier in Aachen haben.

Die heißen Quellen, die seit Jahrtausenden heißes schwefelhaltiges Wasser mit fast 75 ^{o}C an die Oberfläche sprudeln lassen,

heute sind es noch pro Tag etwa 4500 m^3, sind Grundlage für ein Badewesen, das auch heute noch in Aachen zu erkennen ist und die Anerkennung dieser Stadt als "Bad Aachen" vor einigen Jahren folgen ließ.

Der Wiederaufbau nach dem Kriege - die Stadt Aachen war zu 70 % zerstört - wurde behutsam vorgenommen. Behutsam auf den alten, von den Römern und den Karolingern geprägten Grundrissen, so daß der Charakter dieser Stadt, der städtebauliche Charakter dieser Stadt, der über Jahrhunderte bestanden hat, auch heute noch Bestand hat. Und wenn wir 40 000 Einwohner noch im innersten Kern dieser Stadt wohnen haben, dann ist das die erste Voraussetzung dafür, daß diese Innenstadt nicht mit dem Schließen der Geschäfte oder der Büros tot ist, sondern daß in dieser Innenstadt auch an Feiertagen, Wochenenden oder bis tief in die Nacht hinein ein reges Leben herrscht.

Und ein letztes, ich habe es eben schon angesprochen, die Stadt Aachen ist die westlichste Großstadt der Bundesrepublik. Zwei Drittel unserer Stadtgrenze sind auch gleich Bundesgrenze zu den Nachbarländern Belgien und Niederlande hin. Und trotz Europa bedeutet das für uns erhebliche wirtschaftliche Schwierigkeiten, weil für eine Vielzahl von Gewerbeunternehmen eine Entwicklung über die Bundesgrenze hinaus nicht möglich ist. Aber es ist auch eine Chance, die die Menschen in dieser Stadt oder beiderseits der Grenzen wahrnehmen. Die Menschen im Gebiet zwischen Lüttich, Maastricht und Aachen fühlen sich seit Jahrhunderten zusammengehörig, weil sie seit Jahrhunderten das gemeinsame Schicksal einer Grenzregion tragen mußten und die daraus resultierenden Probleme gemeinsam lösen mußten. So ist es in der Tat so, daß in diesem Grenzraum trotz der Probleme Europa gelebt wird, indem tagtäglich viele Menschen diesseits und jenseits die Grenzen überqueren. Allein in die Aachener Region kommen 5000 - 6000 Menschen aus den Niederlanden und

Belgien hinein, um hier tagtäglich ihrer Arbeit nachzugehen. Dieses europäische Leben gewinnt einmal im Jahr sichtbaren Ausdruck, indem die Stadt Aachen jährlich den Karlspreis an große verdiente europäische Politiker verleiht.

Sie sind 3 Tage in dieser Stadt. Ich möchte hoffen, daß Sie neben guten Ergebnissen Ihrer Beratungen und Diskussionen noch ein klein wenig diese Stadt kennenlernen - vielleicht auch lieben lernen - und daß Sie das Viele, Schöne, das das Besondere dieser Stadt ausmacht, auch sehen und sich von diesem beeindrucken lassen.

Ich danke Ihnen für Ihre Aufmerksamkeit.

Begrüßung der Teilnehmer
durch
Herrn Prof. Dr.-Ing. W. Eversheim
Prorektor der RWTH Aachen

Herr Präsident!
Meine sehr verehrten Damen und Herren!

Zu Ihrer Tagung über "Strahlenschutzaspekte bei radioaktiven Kontaminationen" möchte ich Ihnen die Grüße von Rektor und Senat der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen übermitteln. Es freut mich sehr, daß Sie ein Mitglied des Lehrkörpers der Technischen Hochschule Aachen mit der Ausrichtung der 17. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz beauftragt haben. Dies zeigt die Wertschätzung, die Herr Kollege Bonka in Ihrem Kreise genießt.

Meine sehr verehrten Damen und Herren,

der Strahlenschutz als Teilgebiet der Forschung und Lehre in der Kerntechnik wird an unserer Hochschule täglich beim Umgang mit radioaktiven Stoffen in Laboratorien und medizinischen Einrichtungen erfolgreich praktiziert. Nur wenigen sind die vielfältigen Leistungen der Hochschule auf dem Gebiet der Kerntechnik bekannt. In Ihrem Kreise möchte ich ein wenig die Reaktortechnik herausstellen.

Seit Anfang der 60er Jahre gibt es sowohl in der Fakultät für Maschinenwesen wie auch in der Fakultät für Elektrotechnik den Studiengang Reaktortechnik. Eine Vielzahl von Ingenieuren und Physikern, die heute auf den verschiedenen Gebieten der Kerntechnik tätig sind, erhielten ihre Ausbildung an der Hochschule.

Ein großer Teil der Absolventen qualifizierte sich durch hervorragende Doktorarbeiten weiter.

Gerade für die Reaktortechnik erwies sich die enge Zusammenarbeit mit der Kernforschungsanlage Jülich als außerordentlich fruchtbar. Sichtbares Zeichen dieser Zusammenarbeit sind die gemeinsamen Berufungen der Technischen Hochschule Aachen und der Kernforschungsanlage Jülich. Eine große Zahl ehemaliger Absolventen unserer Hochschule fand in der Kernforschungsanlage Jülich eine erste oder dauernde Anstellung. Erfreulich ist, daß die umfangreichere technische Ausstattung der KFA Jülich teilweise von Mitarbeitern der Hochschule und auch von Studenten genutzt werden kann.

Daneben möchte ich die gute Zusammenarbeit mit der Industrie und den Behörden hervorheben. So ermöglichen Vorlesungen von Professoren aus der Praxis den Studenten einen frühzeitigen Einblick in die Probleme sowohl der Industrie als auch der Gutachter und Genehmigungsbehörden.

Die heftige öffentliche Kontroverse um die Kernenergie in den letzten Jahren ging auch an unserer Hochschule nicht vorüber. Sie führte zu einem starken Rückgang der Studentenzahlen im Studienfach Reaktortechnik. Erfreulicherweise interessieren sich seit dem letzten Semester wieder wesentlich mehr Studenten für diese Studienrichtung.

Ein neues, großes Problem nicht nur für die Kerntechnik an unserer Hochschule ist die finanzielle Situation der Industrie und der öffentlichen Hand. Während in den letzten Jahren die vielfältigen Forschungsvorhaben an unserer Hochschule teilweise recht großzügig gefördert wurden, stockt nun die Unterstützung ein wenig. Wichtige Forschungsgebiete können nicht mehr mit der aus unserer Sicht notwendigen Intensität weiterverfolgt

werden. Bedeutender wiegt meiner Meinung nach, daß hierdurch die Ausbildung neuen wissenschaftlichen Personals verringert wird. Ich halte gerade die wissenschaftliche Tätigkeit einiger ausgezeichneter Studenten im Anschluß an ihr Studium an der Hochschule für besonders wichtig für die Forschung in der Bundesrepublik Deutschland. Ich möchte die Gelegenheit nutzen und an die anwesenden Abteilungsleiter zweier wichtiger Ministerien appellieren, bei ihren Bemühungen um Unterstützung der wissenschaftlichen Arbeit an den Hochschulen nicht nachzulassen.

Meine sehr verehrten Damen und Herren!

Sie werden sich in den nächsten 3 Tagen verstärkt den Problemen der Kontamination und Dekontamination von radioaktiven Stoffen zuwenden. Als Vertreter der Hochschule wünsche ich mir, daß von Ihrer Tagung für den Arbeitsschutz und die Lehre an unserer Alma Mater starke Impulse ausgehen mögen.

Ihrer Tagung wünsche ich einen erfolgreichen Verlauf.

Grußwort des Bundesministers des Innern
anläßlich der Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz
in Aachen

Dr. H.-P. Bochmann

Meine sehr verehrten Damen und Herren,

im Namen des Bundesministers des Innern begrüße ich die Teilnehmer an der Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz.

Mit Ihrer diesjährigen Veranstaltung, der 17. ihrer Art, knüpfen Sie an eine langjährige Tradition an, die letztlich immer einem einzigen Ziel gedient hat: dem Schutz des Menschen vor ionisierenden Strahlen in ihren vielfältigen Erscheinungsformen.

Es ist guter Brauch des Fachverbandes, seine Jahrestagungen unter ein herausragendes Leitthema zu stellen. Diesmal wenden Sie sich der Kontamination und Dekontamination beim Umgang mit radioaktiven Stoffen zu, um einen breiten Austausch von Informationen über die Entstehung, die Verhinderung, den Nachweis und die Beseitigung von Kontaminationen zu ermöglichen. Unter diesen Zielsetzungen fällt mir vor allem "die Verhinderung von Kontaminationen" auf, denn dies ist ja der primäre Schutzzweck, auf den Atomgesetz und Strahlenschutzverordnung uns verpflichten. Wer Schäden verhindern will, muß ihre Ursachen kennen, um wirkungsvolle Vorbeugungsmaßnahmen zu entwickeln. Dazu gehört in besonderem Maße die Kenntnis über die Gesetzmäßigkeiten von Kontamination und Dekontamination. Welche Erfahrungen bestehen beispielsweise mit der Dekontamination in Kernkraftwerken? Ist durch gezielte Dekontamination der Primärkreisläufe eine Herabsetzung der Kollektivdosen der Mitarbeiter möglich? Hier sind Fragen aufgeworfen, die dringend der Beantwortung bedürfen.

Mit besonderem Interesse erwarte ich Ihre Diskussionen zur Dekontamination des Kernkraftwerkes TMI II. In der Kerntechnik wird ständig - etwa bei heißen Zellen - gezeigt, daß die Dekontamination zur Erreichung eines gefahrlosen Umganges möglich ist. Hervorzuheben ist die erfolgreiche Dekontamination von kleinen Wiederaufarbeitungsanlagen wie der EUROCHEMIC in Belgien. Aber die Dekontamination von TMI II scheint alles bisher Dagewesene in den Schatten zu stellen.

Trotzdem muß es auch in Zukunft in erster Linie darum gehen, daß Störfälle schon durch die Auslegung der Kernkraftwerke verhindert werden. Deshalb hat der Bundesminister des Innern den Entwurf einer Leitlinie zu § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung vorgelegt, die erstmals eindeutig festlegt, gegen welche Störfälle bei Druckwasserreaktoren in solchem Maße Vorsorge zu treffen ist, daß in der Umgebung der Anlage eine Ganzkörperdosis von 5 rem nicht überschritten wird. Ergänzt wird die Leitlinie durch eine in Vorbereitung befindliche gemeinsame Empfehlung von Reaktorsicherheitskommission (RSK) und Strahlenschutzkommission (SSK) zu den Annahmen und Parametern für das radiologische Berechnungsverfahren.

In die Vorarbeiten für die Störfalleitlinie, die das kerntechnische Regelwerk in einem wichtigen Punkt vervollständigen, sind infolge der vielfältigen Kontakte meines Hauses mit dem Fachverband für Strahlenschutz und seinen Arbeitskreisen auch Ihr Sachverstand und Ihre Erfahrungen eingeflossen. Dies gilt gleichermaßen für die derzeit laufende Novellierung der Strahlenschutzverordnung zur Anpassung an die EG-Richtlinien vom 15. Juli 1980, zur Überarbeitung der Vorschriften über die medizinische Anwendung radioaktiver Stoffe und über die physikalische Strahlenschutzkontrolle sowie zur Neugestaltung der Abfallvorschriften. Ich denke, daß wir in der 2. Hälfte dieses Jahres den Entwurf der Strahlenschutznovelle soweit fertigge-

stellt haben werden, daß eine Anhörung der beteiligten Verbände erfolgen kann. Dabei hoffe ich insbesondere auch auf Ihre Mitwirkung.

Ihr Verband mit nahezu 700 Mitgliedern und mit seiner Anbindung an die "International Radiation Protection Association (IRPA)" stellt auf dem Gebiet des Strahlenschutzes ein Markenzeichen für die objektiv-wissenschaftliche Auseinandersetzung mit den schwierigen Fragen, die es für die Erhaltung der Gesundheit unserer Mitbürger zu lösen gilt. Am Standard des Strahlenschutzes in unserem Lande, der sich auch und gerade im internationalen Vergleich sehen lassen kann, haben Sie erheblichen Anteil.

In diesem Sinne wünsche ich Ihnen allen vollen Erfolg auch für diese Jahrestagung und für die weitere Verbandsarbeit.

Begrüßung der Teilnehmer
durch
Ministerialdirigent Prof. Dr. J.F. Dreyhaupt

Herr Präsident!
Meine Damen und Herren!

Ich überbringe Ihnen die Grüße des nordrhein-westfälischen Ministers für Arbeit, Gesundheit und Soziales, Herrn Professor Dr. Farthmann, der leider verhindert ist, heute morgen selbst bei Ihnen zu sein. Wir freuen uns, daß Sie Ihre diesjährige Fachverbandstagung im Lande Nordrhein-Westfalen abhalten, das auf dem Gebiete des Strahlenschutzes selbst eine lange Tradition hat. Wir haben zwar nicht die meisten Kernkraftwerke in der Bundesrepublik, dafür aber die meisten Anwender radioaktiver Stoffe in Medizin, Technik und Forschung; und wir haben natürlich eine der großen Kernforschungseinrichtungen der Bundesrepublik, die Kernforschungsanlage Jülich, mit fast historischen Bindungen an die Technische Hochschule Aachen. Von daher gesehen können Sie davon ausgehen, daß der genius loci Ihre Tagung begleitet oder Ihnen doch wenigstens sehr nahe ist.

Meine Damen und Herren!

Sie beschäftigen sich in der diesjährigen Fachverbandstagung mit einem interessanten und schwierigen Thema, das m. E. durch den Fernsehfilm "Im Zeichen des Kreuzes", der vor ein paar Wochen im 3. Programm des Westdeutschen Fernsehens gezeigt worden ist, eine besondere Aktualität gewinnt. Wer noch nicht wußte, was man unter "radioaktiver Kontamination" versteht, der weiß es jetzt. Besser als in diesem Film gezeigt, hätte man die Etymologie der Kontamination gar nicht darstellen können:

contaminare = mit Unreinem in Berührung bringen, besudeln, beflecken, entweihen. Landläufig übersetzen wir die radioaktive Kontamination mit radioaktiver Verunreinigung oder Verseuchung. Und wie Verseuchte, wie Aussätzige wurden in dem Film die Menschen behandelt, die von der radioaktiven Wolke eines hypothetischen Transportunfalls berührt worden waren. Um die Menschheit vor diesen Parias zu schützen, wurden sie von der Staatsgewalt niedergeschossen, als sie versuchten, sich selbst Hilfe bei ihren Mitmenschen zu holen.

Man mag über diesen Film denken oder urteilen, wie man will: Er behandelt das sehr ernste Thema der radioaktiven Kontamination von Menschen, die beim Umgang mit radioaktiven Stoffen grundsätzlich nicht auszuschließen ist, die aber durchaus nicht so unbeherrschbar ist, wie der Film den Eindruck erweckt hat. Daß es sich dabei um ein schwieriges Problem handelt, habe ich schon gesagt, und das will auch niemand bestreiten. Im Gegenteil: Auf Veranstaltungen wie dieser Ihres Verbandes werden auch derartig heiße Eisen angepackt wie Personenkontamination und -dekontamination oder Umweltkontamination als Schadensereignis.

Es erscheint mir gut, daß Sie solche Themen hier diskutieren, obwohl wir glücklicherweise feststellen können, daß in der Vergangenheit kaum nennenswerte oder gar gefährliche Personenkontaminationen beim Umgang mit radioaktiven Stoffen in der Bundesrepublik aufgetreten sind. Diese Feststellung spricht für die Qualität der in unserem Rechtssystem festgelegten Vorschriften einerseits und spricht für die Disziplin der in Strahlenbereichen arbeitenden Personen andererseits und darüberhinaus aber auch für die angewendeten Überwachungs- und Schutzmaßnahmen. Ich hoffe, daß uns alle, die wir mit dem Strahlenschutz zu tun haben, eine solch positive Bilanz ständig begleiten möge. In diesem Sinne wünsche ich Ihrer Veranstaltung einen erfolgreichen Verlauf und Ihrem Fachverband für Strahlenschutz alles Gute für die Zukunft.

Begrüßung der Teilnehmer
durch
Prof. Dr. R. Neider
Präsident des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.

Liebe Mitglieder des Fachverbandes für Strahlenschutz, meine sehr geehrten Damen und Herren,

Ich möchte mich im Namen des Fachverbandes für Strahlenschutz bei Ihnen, Herr Bürgermeister Glässer, für Ihre einführenden und begrüßenden Worte herzlich bedanken. Wir möchten uns ferner dafür bedanken, daß wir in Ihrer Stadt für 3 Tage diese Räumlichkeiten hier nutzen können, und ich bin jetzt schon sicher, daß wir uns hier wohlfühlen werden.

Ihnen, Herr Prorektor Eversheim, danke ich ebenfalls für Ihre Begrüßungsworte und der Hochschule dafür, daß sie es Herrn Prof. Bonka ermöglicht hat, diese Tagung auszurichten, es ihm möglich war, Mitarbeiter der Hochschule für die Vorbereitung einzusetzen; denn wir wissen alle, daß die Vorbereitung einer solchen Tagung wirklich sehr viel Arbeit kostet und von der eigentlichen Arbeit, die ein Professor an der Universität hat, ablenkt. Aber der wissenschaftliche Austausch gehört schließlich auch dazu.

Ihnen, Herr Ministerialdirigent Bochmann, danke ich für Ihre anerkennenden Worte an den Fachverband, worauf ich gleich noch einmal zurückkommen werde, speziell was die Rolle des Fachverbandes bei der weiteren Bearbeitung der Strahlenschutzverordnung und überhaupt der Regelwerke für den Strahlenschutz in der Bundesrepublik angeht.

Wir freuen uns, Herr Ministerialdirigent Dreyhaupt, daß wir hier im Lande Nordrhein-Westfalen Gast sein können, ja zum wiederholtenmal Gast sein können. Der Fachverband hat ja schon häufig hier im Lande getagt, und es waren immer recht erfolgreiche Tagungen.

Meine Damen und Herren, ich möchte zum Thema der Tagung jetzt nicht sehr viel sagen. Herr Bonka hat schon angedeutet, daß wir uns bewußt auf ein relativ schmales Gebiet des Strahlenschutzes beschränkt haben, weil die Tagung der IRPA, der Internationalen Strahlenschutzorganisation, im nächsten Jahr im Mai in Berlin schon dicht bevorsteht. Für eine internationale Tagung ist weniger als ein Jahr dicht. Wir wollten einfach das, was von uns aus, nämlich aus der Bundesrepublik und von der Schweiz dort vorzutragen ist, nicht jetzt schon vorwegnehmen. Aber die Anzahl der Teilnehmer und auch die Anzahl der eingereichten Beiträge zeigt, daß das Thema offensichtlich doch von größerem Interesse ist. Wir haben ja auch den Begrüßungsworten von Herrn Dr. Bochmann und Herrn Prof. Dreyhaupt entnehmen können, welche Bedeutung diesem Thema, der Kontamination und Dekontamination von den Bundes- und Landesbehörden beigemessenwird.

Zur künftigen Rolle des Fachverbandes für Strahlenschutz möchte ich folgendes sagen: der Fachverband versteht sich als die Vereinigung derjenigen Wissenschaftler, die in der Schweiz und in der Bundesrepublik die fachlich-wissenschaftliche Kompetenz auf dem Gebiete des Strahlenschutzes repräsentieren. Es gibt auf dem Gebiet bekanntlich sehr viele selbsternannte Experten, und für die Öffentlichkeit ist es häufig sehr schwer zu unterscheiden, wer ein wirklicher fachkompetenter Experte ist und wer sich selbst dazu gemacht hat, nur weil er eben auch einen akademischen Titel trägt, der auf seinem eigentlichen Fachgebiet sicherlich auch gerechtfertigt ist, der ihm aber eigentlich nicht erlauben sollte, auf anderen Gebieten gegenüber der Öffent-

lichkeit als fachlich kompetent aufzutreten. Wir wollen als Fachverband versuchen, uns in Zukunft stärker auch in der Öffentlichkeit und gegenüber den Behörden als der kompetente Verband und die kompetente Organisation darzustellen. Wir haben bereits in der Vergangenheit die Mitarbeit bei der Novellierung der Strahlenschutzverordung angeboten. Wir hören dankbar, Herr Ministerialdirektor Bochmann, daß wir Gelegenheit haben werden, bei der gegenwärtigen Novellierung unsere Meinung einzubringen. Wir haben vor geraumer Zeit bereits einen Arbeitskreis im Fachverband gebildet, der sich damit befassen wird. Wir glauben aber, und das wird ja auch aus Ihrem Hause so bestätigt, daß die gegenwärtige Novellierung eigentlich nur den Schritt zur Anpassung der gegenwärtigen Strahlenschutzverordnung an die Anforderungen der geänderten Euratomgrundnormen darstellt, und wir sind der Meinung, daß das Strahlenschutzrecht einer grundlegenden Reform bedarf. Deswegen haben wir gestern im Direktorium des Fachverbandes beschlossen, eine kleine Kommission einzusetzen, die erst einmal die Grundlagen des Strahlenschutzes überhaupt zusammenstellt, auf denen dann aufbauend eine, ich möchte sagen, "ideale" Versorgung geschaffen werden könnte. Wir hoffen, daß wir ein derartiges Konzept mit entsprechenden wissenschaftlichen Grundlagen in den nächsten Jahren aufstellen können. Wir sind uns klar, daß das keine kurzfristig zu lösende Aufgabe ist, und wir wollen den gegenwärtigen Terminplan für die Novellierung der Strahlenschutzverordnung dadurch auch nicht außer Tritt bringen, weil wir diese Aufgabe langfristig angehen wollen, damit wir von der gegenwärtigen unbefriedigenden Situation abkommen. Unbefriedigend ist diese Situation insofern, als eigentlich jeder, der mit der Strahlenschutzverordnung in der Praxis zu tun hat, darüber stöhnt, wie schwierig und unübersichtlich das Gebiet ist, und daß allzuhäufig auch überzogene Forderungen darin enthalten sind. Das geht uns, die wir, die mit der Strahlenexposition verbundenen Risiken kennen, besonders nahe, wenn

wir vergleichen, welchen Risiken die Bevölkerung sonst ausgesetzt sind. Wir messen und streiten uns auf der einen Seite häufig um Millirem oder Bruchteile davon und auf der anderen Seite geht es um Risiken die viele Größenordnungen darüber liegen. Wir hoffen, daß wir mit unserem Konzept langfristig einen wesentlichen Beitrag zur Verbesserung des Strahlenschutzes liefern können, denn häufig wird der Strahlenschutz durch zu viele Vorschriften und zu weitgehende Forderungen nicht verbessert, weil er nicht mehr praktisch durchführbar wird. Lassen Sie mich diese Eröffnungssitzung abschließen mit dem Wunsche, daß wir eine erfolgreiche und uns alle gegenseitig befruchtende Tagung vor uns haben. Ich möchte ganz zum Schluß Herrn Prof. Bonka und seinen Mitarbeitern jetzt schon für die offensichtlich ausgezeichnete Vorbereitung der Tagung danken. Alles, was ich gesehen habe, sieht sehr gut aus, und ich habe den Eindruck, daß wir vom Ablauf der Tagung her keine Probleme haben werden. So kommt es also jetzt nur noch darauf an, daß auch unsere Vortragenden uns bereichern und zur Vermehrung des Wissens beitragen.

Ich danke für Ihre Aufmerksamkeit.

NATIONALE UND INTERNATIONALE VORSCHRIFTEN

Vorsitzender: R. Neider

Nationale und internationale Vorschriften auf dem Gebiet der Kontamination und Dekontamination

A. Spang
KWU Erlangen

Zusammenfassung:

Der Vergleich nationaler und internationaler Vorschriften auf dem Gebiet der Kontamination offenbart eine bemerkenswerte Vielfalt mit unterschiedlichen Grenzwerten bis zu 2 Größenordnungen. Für diese Situation sind mehrere Gründe zugleich maßgebend:

- Es bestehen deutliche Unterschiede in den Begriffs-Definitionen.
- Von der ICRP Nr. 25 abgesehen, geben weder andere ICRP-Veröffentlichungen noch die IAEA konkrete Empfehlungen.
- Die wissenschaftliche Ausgangsbasis für fachlich begründete Grenzwerte ist nur schwierig festzulegen.

Wenn auch auf verschiedenem Niveau, so unterscheiden sich die Grenzwerte für α-Strahler der Toxizitätsklasse 1 und für β-, γ-Strahler der Toxizitätsklassen 2 - 4 im allgemeinen um eine Größenordnung. Unter diesen Voraussetzungen scheinen die Grenzwerte für die Kontamination wohl mehr der praktischen Erfahrung zu folgen als auf wissenschaftlichen Grundlagen zu beruhen.

Staatliche Vorschriften für die Dekontamination sind nicht üblich und werden auch nicht vermißt. Entsprechende Empfehlungen der IAEA können bestenfalls als allgemeine Hinweise verstanden werden, weil u.a.

- verschiedene Oberflächenmaterialien,
- verschiedene Radionuklide,
- verschiedene Dekontaminationsziele

die Berücksichtigung vieler Faktoren verlangen.

Die bei der Kontamination tatsächlich erforderlichen Strahlenschutzmaßnahmen und die bei der Dekontamination zweckmäßigen Verfahren werden vernünftigerweise vom zuständigen Verantwortlichen bestimmt; staatliche Vorschriften können und sollten bestenfalls einen Rahmen bieten.

Abstract:

Comparision of national with international regulations in the field of contamination reveals a remarkable variety with limits differing by up to 2 orders of magnitude. There is a combination of various reasons for this situation:

- There are significant differences between definitions of terms.
- Aparat from ICRP No. 25 neither other ICRP publications nor the IAEA state concrete recommendations.
- The scientific base for technically substantiated limits can be established only with great difficulty.

Even if levels vary, the limits for α-emitters for toxicity class 1 and for β-, γ-emitters of toxicity classes 2 to 4 generally differ by only one order of magnitude. Under these circumstances, the limits for contamination appear to follow from practical experience rather than being based on scientific principles.

Governmental regulations for decontamination are not customary nor are they considered necessary. At best, the pertinent recommendations by IAEA could be construced as general directions since, for example,

- different surface materials
- different radionuclides
- different decontamination objectives

call for consideration of many factors.

It is reasonable for the radiological protection measures actually necessary for dealing with contamination and the procedures expedient for decontamination to be stipulated by the competent personnel; governmental regulations can and should at best establish the framework for such arrangements.

Vorschriften für die Kontamination haben den übergeordneten Sinn,

- die äußere Strahlenexposition und
- die Inkorporation

zu begrenzen.

Daher sollte eigentlich angenommen werden dürfen, daß sich diese Vorschriften auf abgeleitete Grenzwerte für die Körperdosis beziehen und im internationalen Rahmen weitgehende Übereinstimmung besteht. Das Kennzeichen der in verschiedenen Ländern bestehenden Vorschriften auf dem Gebiet der Kontamination aber ist die Vielfalt schon hinsichtlich der Grenzwerte für die Kontamination. Dafür gibt es mehrere Gründe:

Als ein wesentlicher Grund erweist sich die Zurückhaltung der internationalen Gremien, entsprechende Richtlinien festzulegen. Von der ICRP Nr. 25 (1) abgesehen, die Grenzwerte für die Kontamination im medizinischen Bereich angibt, formulieren die anderen ICRP-Empfehlungen, auch die ICRP Nr. 26, das Kontaminationsschutzziel nur in allgemeinen Hinweisen. Die IAEA verweist zwar in ihren Safety Series (2) auf vorhandene einzelstaatliche Regelungen, spricht aber keine Empfehlung aus, obwohl die Grenzwerte in den beispielhaft angeführten Staaten deutlich verschieden sind.

So stellt sich bald heraus, daß international gültige Grenzwerte für die Kontamination nur für Verpackungen, nicht aber für andere Oberflächen existieren. Die Grundlagen dafür haben Macdonald und Goldfinch (3) ausführlich beschrieben.

Im allgemeinen beruhen die in den einzelnen Staaten geltenden Grenzwerte für Wände, Fußboden, Abzüge, Kleidung, Wäsche, Haut usw. vorwiegend auf Erfahrungen. Diese sind für eine Reihe von Staaten offensichtlich ähnlich, falls die Werte nicht einfach übernommen wurden, was eher anzunehmen ist. Andere Staaten haben möglicherweise abweichende Erfahrungen gemacht oder gehen von anderen Kriterien aus und wieder andere Staaten legen erst gar keine Grenzwerte fest.

Diese Situation ist einerseits erstaunlich, weil doch die Folgen einer Kontamination wohl kaum von Land zu Land verschieden sein können, andererseits aber auch durchaus verständlich, weil erhebliche Unterschiede in den Begriffs-Definitionen bestehen, insbesondere aber die wissenschaftliche Ausgangsbasis für begründete Grenzwerte nur schwer zu finden ist. Gibson und Wrixon (4) in Harwell haben diese Schwierigkeiten ausführlich beschrieben und Lösungsvorschläge gemacht.

Hinsichtlich der Begriffsdefinitionen bestehen bereits Unterschiede in der Bedeutung eines Grenzwertes an sich und welche Maßnahmen im Falle einer Kontamination zu ergreifen sind. So verlangt die Vorschrift z. B. der DDR

konkret die Dekontamination, während die Strahlenschutzverordnung der Bundesrepublik unverzüglich Maßnahmen vorschreibt, die sowohl eine Dekontamination als auch z. B. das Tragen von Atemschutz bedeuten können. Unterschiede bestehen auch in der Definition der Strahlenschutzbereiche, für die gestaffelte Grenzwerte gelte sollen. So beginnt der Kontrollbereich in einzelnen Staaten, z. B. in der Schweiz, bei 0,5 rem/a. Auch in der Beschreibung der der kontaminierten Oberflächen oder Gegenstände besteht keineswegs Übereinstimmung. Daher sind Vergleiche über die in verschiedenen Staaten geltenden Grenzwerte für die Kontamination schon aus diesen Gründen nur mit Vorbehalt möglich. Die in den folgenden Tabellen zusammengestellten Grenzwerte für die Kontamination in verschiedenen Ländern wurden freundlicherweise von Kollegem im Ausland erst kürzlich bestätigt oder sie stammen aus relativ neuen Richtlinien dieser Staaten. Alle beziehen sich ausschließlich auf den Kontrollbereich nach der Definition der einzelnen Staaten. Die aufgeführten Beispiele wurden mit der Absicht gewählt, einen Überblick zu bieten.

Aus der Zusammenstellung für die Grenzwerte der Kontamination auf Oberflächen (Tabelle 1) wird ersichtlich, daß eine Reihe von Staaten durchaus einheitliche Grenzwerte vorschreibt, wenn auch unterschiedliche Voraussetzungen beachtet werden müssen. Andere Staaten dagegen haben um bis zu zwei Größenordnungen restriktivere Grenzen festgelegt. Bemerkenswert ist die Regelung in den USA, die für verschiedene Anwendungsbereiche unterschiedliche Grenzwerte vorgeben. Gute Gründe sprechen für den Vorschlag in England, eine breitere Auffächerung für verschiedene Radionuklidgruppen vorzusehen, wobei die angeführten Grenzwerte 6 "Toxizitätsklassen" unterscheiden und somit die Bedeutung der Inkorporation hervorheben. Dieser theoretisch sicher gut begründete Vorschlag wird die Praxis des Strahlenschutzes allerdings durch einen erheblichen Meßaufwand im allgemeinen unnötig erschweren.

Eine ähnliche Vielfalt besteht für die Grenzwerte der Kontamination auf der Kleidung (Tabelle 2). Auch in diesem Bereich unterscheiden sich die Grenzwerte um bis zu 2 Größenordnungen. Während z. B. in der DDR Unterschiede für verschiedene Kleidungsstücke gemacht werden, gelten in den USA unterschiedliche Regelungen für verschiedene Industriezweige. Auch die ICRP Nr. 25 läßt im medizinischen Bereich für die Schutzkleidung höhere Werte zu als für die persönliche Kleidung, was durchaus verständlich erscheint.

Für die Kontamination der Haut enthält die deutsche Strahlenschutzverordnung keine Angaben. Im internationalen Rahmen unterscheiden sich die entsprechenden Grenzwerte um eine Größenordnung und sind erwartungsgemäß insgesamt restriktiver als für Oberflächen und Kleidung (Tabelle 3). Der von der ICRP Nr. 25 für den medizinischen Bereich vorgeschlagene Grenzwert entspricht demjenigen für die persönliche Kleidung.

Zweifellos sind die international bestehenden Unterschiede Ausdruck der Problematik, die bei der Festlegung von Grenzwerten für die Kontamination offensichtlich besteht. Und in der Tat erweist es sich als schwierig, eine allgemeingültige, wissenschaftlich begründete und zugleich sinnvolle Basis anzugeben. Während das Schutzziel von Grenzwerten für die Kontamination noch mühelos als Begrenzung z. B. für beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A auf 5 rem/a festzustellen ist, bereitet die große Bandbreite der möglichen Beiträge zur Körperdosis aus z. B.

- außerer Strahlenexposition,
- Inhalation aufgewirbelter Kontamination,
- Hautkontamination,
- Resorption der Haut

erhebliche Schwierigkeiten für die konkrete Festlegung von Grenzwerten der Kontamination. Dabei macht der sogenannte Aufwirbelungsfaktor wohl die größten Schwierigkeiten. Dieser Faktor gibt das Verhältnis der Aktivitätskonzentration in Luft zur Flächenkonzentration durch die unvermeidliche Aufwirbelung loser Kontamination an. Die in der Literatur am häufigsten genannten Werte schwanken um 2 - 3 Größenordnugnen, so daß der Anteil der Inhalation in dieser Bandbreite schwanken kann.

Hinsichtlich der äußeren Strahlenexposition unterscheiden sich allein die Dosisleistungskonstanten der verschiedenen γ-strahlenden Radionuklide um mehr als einen Faktor 100. Die bekannte Aufteilung in 4 Toxizitätsklassen ist Ausdruck der erheblichen radiotoxischen Unterschiede zwischen den einzelnen Radionukliden und deren Dosisfaktoren bei Inkorporation unterscheiden sich sogar um mehr als 6 Größenordnungen untereinander. Unter diesen Voraussetzungen scheinen Grenzwerte für die Kontamination, die sich für verschiedene Radionuklide üblicherweise nur um eine Größenordnung unterscheiden, wohl mehr der praktischen Erfahrung zu folgen als auf wissenschaftlichen Grundlagen zu beruhen. Das muß durchaus kein Nachteil sein. Es ist aber zu fragen, ob die ursprünglich für besonders radiotoxische Radionulide wie Sr 90 oder für α-Strahler vorgesehenen Grenzwerte für die Mehrzahl der Radionuklide nicht extrem konservativ, mit anderen Worten ganz einfach falsch sind.

Angesichts der schwierigen Reglementierung von Grenzwerten für die Kontamination kann es nicht verwundern, daß entsprechende Vorschriften, im juristischen Sinn des Wortes Vorschrift, für die Dekontamination kaum vorhanden sind. Jedenfalls bestehen in der Bundesrepublik Deutschland keine Vorschriften für die Dekontamination. Als solche können auch die getroffenen Regelungen in DIN-Normen nicht aufgefaßt werden.

Im internationalen Rahmen gibt die IAEA in den Safety Series (2) allgemeine Hinweise bis hin zu Vorschlägen über den Einsatz von geeigneten Chemikalien. Auch diese Empfehlungen sind für den Praktiker zu allgemein, als daß sie tatsächlich hilfreich sein könnten. Dafür gibt es natürlich Gründe:

Vorschriften für die Dekontamination, wenn darunter Arbeitsanweisungen verstanden werden, müssen u. a.

- verschiedene Oberflächenmaterialien
- verschiedene Radionuklide
- verschiedene Dekontaminationsziele

berücksichtigen. Es ist leicht zu erkennen, daß es sich dabei um sehr spezielle Verfahren handelt, die nicht in staatlichen Vorschriften, sondern bestenfalls aber vernünftigerweise in einer betrieblichen Arbeitsanweisung festgelegt werden.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß sich die nationalen und internationalen Vorschriften auf dem Gebiet der Kontamination und Dekontamination in erster Näherung auf Grenzwerte für die Kontamination beschränken, die in verschiedenen Ländern deutlich voneinander abweichen. Wesentliche Gründe hierfür werden in unterschiedlichen Begriffs-Definitionen, insbesondere aber in den Schwierigkeiten gesehen, eine anerkannte Basis für die Festlegung von Grenzwerten zu finden. Das mögen die Theoretiker als Mangel empfinden, die Praktiker dagegen haben keine Probleme.

Die Problematik der Kontamination und Dekontamination zeigt sich als typisches Beispiel für die Verantwortung und die Fachkunde des Strahlenschutzbeauftragten. Die bei einer Kontamination tatsächlich erforderlichen Strahlenschutz-Maßnahmen und die bei der Dekontamination zweckmäßigen Verfahren werden vernünftigerweise vom zuständigen Verantwortlichen bestimmt, der dazu natürlich in der Lage sein muß. Vorhandenes Unvermögen wird auch durch staatliche Vorschriften nicht kompensiert, bestenfalls zementiert.

Nach der Erfahrung reichen die bestehenden Vorschriften offensichtlich aus und sind bei allen vorhandenen Unterschieden in den verschiedenen Ländern durchaus vernünftig. Das schließt die Möglichkeit nicht aus, daß sich die ICRP in Zukunft einmal einer allgemeinen Regelung auf der Basis der Grenzwerte für die Körperdosis annimmt und eine

Empfehlung für international einheitliche Grenzwerte für die Kontamination gibt. Bis dahin sollten die staatlichen Behörden davon absehen, vermeintliche Regelungslücken mit unzweckmäßigen Richtlinien zu füllen.

Literatur

(1) ICRP-Publikation Nr. 25
Handling and Disposal of Radioactive Materials in Hospitals

(2) Safe Handling of Radionuclides, 1973 Edition
IAEA, Wien

(3) H.F. Macdonald und E.P. Goldfinch:
Dosimetrie Aspects of Type A Package Contents. Limits under the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Radiation Protection Dosimetry, Vol 1 Nr. 1, 29, 1981

(4) I.A.B. Gibson und A.D. Wrixon:
Methods for the Calculation of Derived Working Limits for Surface Contamination by Lowtoxity Radionuclides, Health Phys. Vol. 36, 311, 1979

Tabelle 1

Land	α-Strahler Tox.-Kl. 1 µCi/cm²	β, γ-Strahler Tox.-Kl. 2–4 µCi/cm²	Bemerkungen
BR Deutschland Brasilien England Schweden Schweiz	10^{-4}	10^{-3}	Kontollbereich >0,5 rem/a
Finnland	10^{-5} – 10^{-4}	10^{-4} – 10^{-3}	übliche Kontrollbereiche
DDR Holland	10^{-5}	10^{-4}	ohne Vollschutzanzug abwischbare Kontam.
England	$3 \cdot 10^{-7}$ —— $3 \cdot 10^{-2}$ Vorschlag mit 6 „Toxizitätsklassen"		
USA	10^{-6} 10^{-4} $2.3 \cdot 10^{-5}$	10^{-5} – 10^{-4} 10^{-3} – 10^{-2}	Mediz. Institute gewerbl. Betriebe BE-Fabriken
ICRP 25	–	10^{-3}	Med. Anwendung
Belgien Argentinien	keine konkreten Grenzwerte		

Grenzwerte der Kontamination im Kontrollbereich — Oberflächen

Tabelle 2

Land	α-Strahler Tox.-Kl. 1 µCi/cm²	β, γ-Strahler Tox.-Kl. 2 – 4 µCi/cm²	Bemerkungen
BR Deutschland Brasilien England Schweden	10^{-4}	10^{-3}	
Österreich	10^{-4}	$5 \cdot 10^{-4}$	
Schweiz	10^{-5}	10^{-4}	
DDR	10^{-4} 10^{-5} 10^{-6}	10^{-3} 10^{-4} 10^{-5}	Schutzanzüge Arbeitskleidung (festhaftend) Wäsche
USA	10^{-6} 10^{-5} $4{,}5 \cdot 10^{-6}$	$10^{-5} - 10^{-4}$ $10^{-5} - 10^{-4}$	Mediz. Institute gewerbl. Betriebe BE-Fabriken
ICRP 25		10^{-3} 10^{-4}	Schutzkleidung persönl. Kleidung

Grenzwerte der Kontamination im Kontrollbereich — Kleidung

Tabelle 3

Land	α-Strahler Tox.-Kl. 1 µCi/cm²	β, γ-Strahler Tox.-Kl. 2 – 4 µCi/cm²	Bemerkungen
BR Deutschland	-	-	keine Angaben
Österreich Schweden Schweiz	10^{-5}	10^{-4}	
Brasilien England	10^{-5}	$10^{-5} - 10^{-4}$	
DDR	10^{-6}	10^{-5}	festhaftend
USA	10^{-6}	10^{-5}	Mediz. Institute
ICRP 25	-	10^{-4}	Mediz. Anwendung

Grenzwerte der Kontamination — Haut

Rechtsvorschriften des internationalen, innerstaatlichen und ausländischen Rechts über die radioaktive Kontamination und Dekontamination

W. Bischof
Georg-August-Universität Göttingen

Zusammenfassung:

Bei der Betrachtung der Strahlenschutzaspekte bei radioaktiven Kontaminationen sind auch die geltenden rechtlichen Regelungen für radioaktive Kontaminationen und Dekontaminationen einzubeziehen. Dabei ist zu prüfen, ob die in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Rechtsvorschriften sich bewährt haben, ob sie angemessen, durchführbar und kontrollierbar sind und ob - insbesondere im Hinblick auf die bevorstehende Novellierung der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) - Änderungen und Ergänzungen zu empfehlen sind.

In dem Vortrag werden zunächst die geltenden einschlägigen Vorschriften in der Bundesrepublik Deutschland nebst ihrer Entstehungsgeschichte rechtlich analysiert:

- Feststellungs-,Prüfungs- und Aufzeichnungspflichten nach § 64 Abs. 1 und 2, § 66 Abs. 4 StrlSchV beim Umgang mit radioaktiven Stoffen;
- Kontaminationsgrenzwerte und Schutzmaßnahmen nach § 64 Abs. 3 und 4 in Verbindung mit Anlage IX StrlSchV;
- Abgrenzung der Dekontaminationsmaßnahmen und Maßnahmen der Stillegung und der Abfallbeseitigung (Verhältnis von § 64 Abs. 3 StrlSchV zu § 9 a AtG und §§ 3, 4 Abs. 4 und 47 StrlSchV).
- Dekontaminationspflicht bei Zweckänderung der Labor- und Arbeitsplätze (§ 64 Abs. 5 StrlSchV);
- Arbeitsverfahren beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen (§ 53 StrlSchV);
- Kennzeichnungspflicht(§ 35 StrlSchV);
- Ordnungswidrigkeiten (§ 81 Abs. 2 StrlSchV).

Zwecks Überprüfung der geltenden innerstaatlichen Rechtslage werden die einschlägigen Bestimmungen des internationalen Strahlenschutzrechts dargestellt, insbesondere die Empfehlungen der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEA Safety Series Nr. 1 1973 Edition; No. 9, 1982 Edition; No. 48 und 49 sowie Technical Reports Series No. 120), WHO-Manual, OECD-Grundnormen von 1962/68; Euratom-Grundnormen von 1980 sowie die ICRP-Recommendations (insbesondere 25, 26 und 28).

Ferner werden die Spezialvorschriften in der DDR und in einigen ausländischen Staaten dargestellt:

- DDR: § 22 SSVO; § 32 und Anl. 3 Tab. 1 und 2 der 1. Durchführungsbestimmung zur SSVO vom 26.11.1969;
- Schweiz: Art. 71 ff., 92 ff. und Anh. 6 der SSVO vom 30.6.1976;
- Österreich: §§ 85 ff. und Anlage 11 der SSVO vom 12.1.1972;
- Frankreich: Art. 22 des Dekrets Nr. 66-450 vom 20.6.1966; Art. 52 des Dekrets Nr. 67-228 vom 15.3.1967; Anhang der Verordnung vom 18.4.1968; Art. 31 des Dekrets Nr. 75-306 vom 28.4.1975;
- United Kingdom: The Ionising Radiations (Unsealed Radioactive Substances) Regulations vom 14.5.1968 (Sec. 14, 55, 56, 57, Schedule 2);
- USA: Title 10, Code of Federal Regulations Chapter 1, Part 20, und National Bureau of Standards Handbook.

I. Einleitung

Bei der Behandlung von Aspekten des Strahlenschutzes bei radioaktiven Kontaminationen ist auch ein Blick auf die einschlägigen rechtlichen Regelungen zu richten. Diese Tagung gibt dabei die Gelegenheit, die geltenden Rechtsvorschriften darauf zu überprüfen, ob sie sich seit ihrem Inkrafttreten bewährt haben, ob sie praktikabel und dem Strahlenschutzzweck angemessen sind und ob sich Änderungen oder Ergänzungen empfehlen. Falls sich solche Modifizierungswünsche ergeben, sollten sie im Hinblick auf die anstehende Novellierung der Strahlenschutzverordnung (1) durch den Fachverband für Strahlenschutz dem zuständigen Bundesressort zugeleitet werden.

Auszugehen ist bei einer solchen kritischen Prüfung de lege ferenda von dem augenblicklichen Rechtszustand. Dabei ist die Rechtslage im Völkerrecht und Staatengemeinschaftsrecht (II) in der Bundesrepublik Deutschland (III) sowie in der DDR und einigen ausländischen Staaten (IV) zu skizzieren.

Überblickt man die teilweise ausdrücklich geregelten und die zum Teil ungeregelten Rechtsfragen, so ergeben sich zusammengefaßt etwa folgende Fragenkomplexe:

- Definitionen der Begriffe "Kontamination" und "Dekontamination";
- Anwendungsbereich der einschlägigen Vorschriften (z.B. "Umgang" mit offenen radioaktiven Stoffen; Anwendung bei kerntechnischen Anlagen und bei Beschleunigern; Sonderregelungen für die Beförderung radioaktiver Stoffe; Abgrenzung zur Beseitigung radioaktiver Stoffe und zur Stillegung von kerntechnischen Anlagen);
- bauliche, apparative und organisatorische Maßnahmen zur Kontaminationsprophylaxe;
- verbindliche oder unverbindliche Oberflächenkontaminationsgrenzwerte;
- Feststellungs- und Prüfungspflichten;
- Maßnahmen bei Kontaminationen (bei Normalbetrieb sowie bei Störfällen und Unfällen; Dekontaminationsmaßnahmen; besondere Fachkunde des Dekontaminationspersonals; Kennzeichnungs- und Abgrenzungsmaßnahmen);
- Dekontaminationsmaßnahmen bei Zweckänderung der Arbeitsplätze und Krankenräume;
- Aufzeichnungs- und Archivierungspflichten;
- staatliche Aufsichtsbefugnisse;
- Ahndung von Verstößen gegen Rechtspflichten (Ordnungswidrigkeiten).

II. Radioaktive Kontaminationen und Dekontaminationen im internationalen Recht

Die Bundesrepublik Deutschland ist in ihrer innerstaatlichen Gesetzgebung auf dem Gebiete des Strahlenschutzes nicht völlig frei, sondern gebunden durch völkerrechtliche Verpflichtungen

und insbesondere durch die Rechtsakte der Europäischen Gemeinschaftsorgane auf Grund des Euratom-Vertrages (2). Sofern solche strengen Transformationspflichten nicht bestehen, sollte jedoch geprüft werden, ob die unverbindlichen Empfehlungen internationaler staatlicher oder nichtstaatlicher Organisationen bei der innerstaatlichen Gesetzgebung berücksichtigt werden sollten. Es ist in dem Referat von Dr. Spang (3) bereits zutreffend festgestellt worden, daß die internationalen Organisationen, zu deren satzungsmäßigen Aufgaben der Strahlenschutz gehört, sich hinsichtlich der Fragen der Kontamination und Dekontamination und insbesondere der Festlegung von Oberflächenkontaminationsgrenzwerten mehr oder weniger zurückhalten.

1. International Commission on Radiological Protection (ICRP)

Die ICRP ist zwar keine internationale staatliche Organisation und daher zur internationalen Gesetzgebung nicht befugt. Als "Weltgewissen des Strahlenschutzes" übt sie jedoch auf die internationalen und nationalen Strahlenschutzgesetzgebungen faktisch einen quasi-legislativen Einfluß aus. Das Problem der Kontamination/Dekontamination wird allerdings in der allgemeinen Empfehlung ICRP No. 26 (4) nicht behandelt; dieses Begriffspaar kommt im Index nicht vor. Ausführliche Hinweise über die radioaktive Kontamination und die Dekontaminationsmaßnahmen für Ausrüstung und Personal finden sich jedoch in ICRP No. 25 (früher: ICRP No. 5) betreffend den Umgang, die Lagerung, die Verwendung und die Beseitigung von offenen Radionukliden in Krankenhäusern und medizinischen Forschungseinrichtungen (5), über die Messung der Oberflächenkontaminationen der Arbeitsplätze in ICRP No. 12 (6), über die Messung der Kontamination und eventuelle Dekontaminationsmaßnahmen bei der Verwendung offener radioaktiver Stoffe in Schulen in ICRP No. 13 (7) sowie über die externen Kontaminationen in Unfallsituationen in ICRP No. 28 (8). Außerordentlich skeptisch äußert sich die ICRP jedoch über die Fixierung allgemeingültiger Grenzwerte für freie und feste radioaktive Kontaminationen auf Arbeitsflächen, Kleidung usw., weil dabei zu viele Faktoren zu berücksichtigen seien. Es sei "daher im Grunde unmöglich, einfache und nützliche Tabellen aufzustellen, die für alle Arbeitsbedingungen gelten" (ICRP No. 25, Para. 176). Die Abschätzung müsse für jeden Einzelfall der fachlichen Beurteilung überlassen bleiben. Gleichwohl gibt die ICRP für die medizinische Verwendung offener Radionuklide Grenzwertempfehlungen für leicht zugängliche Oberflächen (wie Arbeitsbereiche, Arbeitstische und Schutzkleidung) in Höhe von 1 nCi cm^{-2} und für Oberflächen wie Haut und persönliche Kleidung 0,1 nCi cm^{-2}. Für Tritium und Kohlenstoff 14 dürften die Kontaminationsgrenzwerte um das 100-fache erhöht werden (ICRP No. 25, Para. 177).

2. Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO)

Die IAEO in Wien, die bindende Strahlenschutzvorschriften nur für ihre eigenen Laboratorien und Projekte erlassen kann, für ihre Mitglieder jedoch auf den Erlaß von Strahlenschutzempfehlungen beschränkt ist, hat sich in verschiedenen Publikationen mit Maßnahmen bei Kontaminationen beschäftigt. Zu nennen sind:

- Safe Handling of Radionuclides, 1973 Edition, Safety Series No. 1, Vienna 1973. Hier bedauert die IAEO (S. 84), daß es allgemein anerkannte höchstzulässige Grenzwerte für Oberflächenkontaminationen nicht gibt, verweist aber auf die in Frankreich, Polen, Großbritannien, USA, UdSSR und in der Schweiz eingeführten Grenzwerte (9).
- Safe Handling of Radioisotopes. Health Physics Addendum, Safety Series No. 2, Vienna 1960, S. 77 ff.
- Safe Handling of Radioisotopes. Medical Addendum, Safety Series No. 3, Vienna 1960, S. 31 ff., 41 ff., 61 ff.
- Manual on Decontamination of Surfaces, Safety Series No. 48, Vienna 1979. In diesem Band, der sich eingehend den Problemen der Dekontamination widmet, nimmt die IAEO nochmals Stellung zu den Kontaminationsgrenzwerten und führt aus, daß man die gebräuchlichen Werte von 10^{-5} µ Ci/cm^2 für Alpha-Strahler und 10^{-4} µ Ci/cm^2 für Beta- und Gammastrahler als Maximalwerte betrachten sollte. Im übrigen wird dafür plädiert, flexible Grenzwerte je nach den Arbeitsbedingungen einzuführen.
- Monitoring of Radioactive Contamination on Surfaces, IAEA Technical Reports Series No. 120, Vienna 1970. Derived Working Limits finden sich auf den Seiten 5 ff. Ergänzend dazu ist auf den Tagungsbericht der IAEA, Advances in Radiation Protection Monitoring, Vienna 1979, hinzuweisen, der auf den Seiten 281 ff. Berichte über Kontaminationsmessungen enthält.

3. Internationale Arbeitsorganisation (ILO)

Pflichten zur Kontaminationsfeststellung und zu Dekontaminationsmaßnahmen folgen aus der ILO-Konvention Nr. 115 über den Schutz der Arbeitnehmer vor ionisierenden Strahlen vom 22.6. 1960 (10) nicht ausdrücklich, sondern nur mittelbar; sie sind jedoch Gegenstand der Empfehlung 114 betreffend den Schutz der Arbeitnehmer vor ionisierenden Strahlen, die die Internationale Arbeitskonferenz im Jahre 1960 verabschiedet hat (11). ILO-Konvention und ILO-Empfehlung enthalten keine Kontaminationsgrenzwerte. Nähere Empfehlungen über die Kontaminationsüberwachung der Arbeitskräfte und der Arbeitsplätze finden sich im Teil III des von der ILO herausgegebenen mehrbändigen Handbuchs über den industriellen Strahlenschutz (12). Auf die Oberflächenkontaminationsgrenzwerte in Frankreich, Polen, UdSSR, Großbritannien und USA wird Bezug genommen.

4. Weltgesundheitsorganisation (WHO)

Die WHO hat für den Bereich des Strahlenschutzes in der Medizin in den Jahren 1974 bis 1980 ein mehrbändiges Handbuch herausgegeben, dessen Band 2 sich mit offenen radioaktiven Stoffen beschäftigt und eingehende Hinweise gibt zur Kontaminationsmessung und zur Dekontamination. Was die Einführung von Kontaminationsgrenzwerten angeht, verweist die WHO empfehlend auf die innerstaatliche Gesetzgebung (13).

5. Kernenergieagentur (NEA) der OECD

Als Mitglied der Kernenergieagentur der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) in Paris ist die Bundesrepublik Deutschland auch den Rechtsakten dieser internationalen Organisation unterworfen. Es ist jedoch festzustellen, daß die Grundnormen für den Strahlenschutz der OECD von 1962 in der Fassung von 1968 (14) spezielle Bestimmungen über Oberflächenkontaminationen und über Kontaminationsgrenzwerte nicht enthalten. Pflichten zur Vermeidung oder Beseitigung von Kontaminationen folgen mittelbar jedoch aus dem Strahlenminimierungsgebot der Ziffer I der OECD-Grundnormen.

6. Europäische Atomgemeinschaft (EURATOM)

Die in Art. 30 des Vertrages zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) vom 25.3.1957 (15) vorgesehenen Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen enthalten auch in der zur Zeit geltenden Fassung vom 15.7.1980 (16) ebenfalls kaum spezifische Regelungen für Kontaminationen und Dekontaminationen, obwohl in dem Vertragstext "Höchstgrenzen für die Aussetzung gegenüber schädlichen Einflüssen und für schädlichen Befall" vorgesehen werden. Die Grundnormen legen jedenfalls Höchstwerte für radioaktive Kontaminationen nicht fest. Der Definitionenkatalog (Titel I Art. 1) enthält eine Begriffsbestimmung für "radioaktive Kontaminationen" (= Kontamination eines beliebigen Materials, einer beliebigen Oberfläche, einer beliebigen Umgebung oder eines Menschen durch radioaktive Stoffe. Im Sonderfall des menschlichen Körpers umfasst diese radioaktive Kontamination sowohl die äußere Kontamination der Haut als auch die innere Kontamination, gleichgültig, auf welche Weise sie erfolgt).

Verpflichtungen zur Überwachung, Messung und Archivierung der Oberflächenkontaminationen folgen aus den Bestimmungen des Titels VI der Grundnormen mit den Hauptgrundsätzen für Maßnahmen zum Schutz der strahlenexponierten Arbeitskräfte (vgl. insbesondere Art. 20, 21, 27 Abs. b, 31). Ärztliche Dekontaminationsmaßnahmen sind in Art. 38 vorgesehen. Für den Schutz der Bevölkerung vor radioaktiven Kontaminationen enthalten die Art. 41 - 45 bestimmte behördliche Vorkehrungen. Subsidiär

gelten auch hier die allgemeinen Grundsätze für die Begrenzung der aus kontrollierbaren Strahlenexpositionen herrührenden individuellen und kollektiven Dosen des Art. 6 der Grundnormen: Rechtfertigungsgebot, Optimierungsgrundsatz und Einhaltung der Dosisgrenzwerte.

7. Internationale Beförderungsübereinkommen

Für den Bereich der Beförderung radioaktiver Stoffe im internationalen Verkehr gelten für die einzelnen Beförderungsträger (Eisenbahn, Straßenverkehr, Binnenschiffahrt, Seeschiffahrt, Luftfahrt) spezielle internationale Übereinkommen. Diese regeln den grenzüberschreitenden Transport aller gefährlichen Güter. Die Bestimmungen für radioaktive Stoffe sind in den internationalen Übereinkommen nunmehr jeweils in der Klasse 7 zusammengefaßt und international weitgehend vereinheitlicht auf Grund der Empfehlungen der IAEO und ihres Spezialausschusses (17). Die IAEA-Regulations enthalten in ihrem Abschnitt V Bestimmungen über die festhaftenden Kontaminationen (Absätze 502 - 509), zulässige Kontaminationshöchstgrenzen (Beta- und Gammastrahler sowie einige Alphastrahler mit niedriger Toxizität: 10^{-4} µ Ci/cm^2; die übrigen Alphastrahler 10^{-5} µ Ci/cm^2) sowie über Maßnahmen bei undichten Verpackungen und kontaminierten Beförderungsmitteln (Absätze 549 - 553). In den internationalen Übereinkommen über die Beförderung gefährlicher Güter (RID, ADR, ADNR, IMDG-Code, IATA-Vorschriften) sind diese Empfehlungen (zum Teil in leicht modifizierter Form) übernommen worden.

III. Zur Rechtslage in der Bundesrepublik Deutschland

1. Rechtsquellen

Die Rechtsgrundlage für die rechtsverbindlichen Regelungen hinsichtlich der radioaktiven Kontaminationen und Dekontaminationen finden sich einmal im Atomgesetz (AtG) in der Fassung vom 31. 10.1976 (18) und in der auf Grund der Ermächtigungsvorschriften des AtG (insbesondere des § 12 Abs. 1 Nr. 1) erlassenen Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) vom 13.10.1976 (19). In der StrlSchV befassen sich vor allem die §§ 53, 64 - 66 und 81 mit der Kontamination radioaktiver Stoffe, ihrer Vorbeugung und Beseitigung. Ergänzt werden die einschlägigen Rechtsvorschriften von Gesetz und Rechtsverordnung durch Richtlinien und Rundschreiben des zuständigen Bundesministeriums des Innern und durch Regeln der Technik (z.B. KTA-Regeln, DIN-Normen), in denen sich der Stand von Wissenschaft und Technik niederschlägt, der für die Auslegung und Anwendung der Rechtsvorschriften und für die Ausfüllung unbestimmter Rechtsbegriffe als Handlungs- und Verhaltensmaßstab heranzuziehen ist. Bekanntlich verweisen AtG (§ 7 Abs. 2 Nr. 3, § 9 Abs. 2 Nr. 3) und StrlSchV (§ 6 Abs. 1 Nr. 5; § 31 Abs. 1) in verschiedenen Vorschriften auf den jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik, der von den Rechtsanwendern (Strahlenschutzverant-

wortlichen, Strahlenschutzbeauftragten, Genehmigungs- und Überwachungsbehörden, Gerichten) zu ermitteln ist. Bei dieser Ermittlung sind nicht nur die innerstaatlichen Richtlinien und technischen Normen heranzuziehen, sondern auch technische Regeln, die sich in Empfehlungen und Normen internationaler Organisationen finden (z.B. Empfehlungen der IAEO, WHO, ILO, ICRP, ISO, IEC). Das Bundesverwaltungsgericht hat hinsichtlich solcher technischer Anleitungen gelegentlich von "antizipierten Sachverständigengutachten" gesprochen.

Für die verschiedenen Anwendungsbereiche kommen unterschiedliche Richtlinien und technische Normen in Betracht. Auf die wichtigsten sei hingewiesen:
- für den medizinischen Bereich:
  Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin des BMI vom 18.10. 1979 (20) (insbesondere Ziffer 6) sowie DIN 6843 (6/1981);
- für den Bereich der Kerntechnik:
  RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe vom 14.10.1981 (Bekanntmachung des BMI vom 1.3.1982) (21) sowie KTA 1301.2 (Fassung 6/82) (Bekanntmachung des BMI vom 7.7. 1982) (22);
- für Radionuklidlaboratorien:
  DIN 25425, Teil 1 (3/1977) und DIN 25425, Teil 2 (7/1982);
- für den Strahlenschutz allgemein:
  DIN 6814, Blatt 5 (4/1972) (Neuentwurf 12/1980); DIN 25415, Teil 1 (Vornorm, 10/1980), DIN 25415, Teil 2 (4/1977) sowie DIN 25430 (Entwurf, 5/1982).

Für den Sonderbereich der Beförderung radioaktiver Stoffe im innerstaatlichen Verkehr ist seit 1975 nicht mehr das AtG Rechtsgrundlage der Strahlenschutzvorschriften (Safety), sondern das Gesetz über die Beförderung gefährlicher Güter vom 6.8. 1975 (23) mit seinen Durchführungsverordnungen für die einzelnen Verkehrsträger. Die Rechtsvorschriften für die Behandlung von Kontaminationen beim Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Bundesrepublik Deutschland finden sich also in der Gefahrgutverordnung Eisenbahn, in der Gefahrgutverordnung Straße, beide von 1979, in der Gefahrgutverordnung See von 1978 sowie in der Verordnung zur Einführung der Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf dem Rhein (ADNR) und über die Ausdehnung dieser Verordnung auf die übrigen Wasserstraßen in der Fassung von 1977. Hinsichtlich der innerstaatlichen Beförderung durch Luftfahrzeuge werden die internationalen IATA-Bestimmungen angewandt.

2. Begriffsbestimmungen

In der Anlage 1 zur StrlSchV finden sich die gesetzlichen Definitionen der Begriffe "Kontamination" und "Dekontamination". Soweit diese Begriffe in der Verordnung verwendet werden, haben sie die spezifische Bedeutung, die in der Anlage 1 festgelegt ist. Dabei ist die Bestimmung des Begriffs "Kontamination"

nicht viel mehr als eine Übersetzung des Fremdworts, allerdings eingeschränkt auf die Verunreinigung durch radioaktive Stoffe, nicht durch andere Gegenstände. Als radioaktive Stoffe kommen bei der Kontamination nur solche in offener Form in Betracht (vgl. DIN 6814, Teil 5, Entwurf 12/1980, Ziffer 2.4.1.). Aus dem negativen Begriffsinhalt "Verunreinigung" folgt bereits, daß es sich bei der Kontamination um einen unerwünschten Zustand oder Vorgang handelt.

3. Anwendungsbereich der Schutzvorschriften der StrlSchV

Für die Kontamination und Dekontamination kommen vorrangig die Rechtsvorschriften des Dritten Teils der StrlSchV (Schutzvorschriften) in Betracht. Dieser Teil gilt, wie sich mittelbar aus den §§ 28 bis 31 StrlSchV ergibt, für alle Tätigkeiten, die nach den §§ 6, 7 und 9 AtG und den §§ 3, 16 und 20 a StrlSchV genehmigungsbedürftig oder nach § 4 Abs. 1 und § 17 Abs. 1 StrlSchV anzeigepflichtig sind, ferner für die Aufsuchung, Gewinnung und Aufbereitung radioaktiver Mineralien. Die Schutzvorschriften und damit auch die Spezialnormen für Kontamination und Dekontamination gelten also sowohl für den Umgang mit radioaktiven Stoffen als auch für den Bereich der Kerntechnik und für den Betrieb von Beschleunigern und Plasmaanlagen, soweit dabei radioaktive Stoffe in offener Form auftreten.

Es ist gelegentlich die Frage aufgeworfen worden, ob etwa die Spezialvorschrift des § 64 StrlSchV auch für die Beförderung radioaktiver Stoffe gelte. Diese Frage ist eindeutig zu verneinen, sofern es sich um Beförderungen radioaktiver Stoffe auf öffentlichen oder der Öffentlichkeit zugänglichen Verkehrswegen handelt. Dabei finden die Safety-Vorschriften der für den grenzüberschreitenden oder für den innerstaatlichen Verkehr geltenden Sonderbestimmungen Anwendung, auf die oben hingewiesen wurde. Sie ist zu bejahen, sofern radioaktive Stoffe im innerbetrieblichen Bereich transportiert werden, wobei dieser Vorgang rechtlich dem Umgang (im Sinne des § 3 StrlSchV) oder dem Anlagenbetrieb (z.B. nach § 7 AtG oder § 16 StrlSchV) zugerechnet wird.

Bei der Novellierung der StrlSchV sollte der Anwendungsbereich der Schutzvorschriften auch ausgedehnt werden auf Abfallbeseitigungsanlagen nach § 9 a Abs. 3 AtG (Bundesendlager und Landessammelstellen). Klar abzugrenzen ist die Verpflichtung zur Dekontamination von der Beseitigung radioaktiver Abfälle (§ 9 a AtG) sowie von der Stillegung, dem sicheren Einschluß oder dem Abbau einer kerntechnischen Anlage im Sinne des § 7 Abs. 3 AtG. Die Dekontamination einer kontaminierten Oberfläche ist noch keine Beseitigung radioaktiver Stoffe. In der Regel ist erst nach Beendigung der Dekontamination zu prüfen, ob die dekontaminierten radioaktiven Stoffe schadlos verwertet werden können; falls das verneint wird, entsteht die Ver-

pflichtung zur Abfallbeseitigung nach Maßgabe der dafür einschlägigen Vorschriften.

Zu Mißverständnissen über den Anwendungsbereich könnte in § 64 Abs. 1 StrlSchV die Formulierung "Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen" Anlaß bieten. Es folgt m.E. jedenfalls daraus nicht, daß diese Spezialvorschrift eng auszulegen wäre und nur dann Anwendung fände, wenn eine Umgangsgenehmigung für bestimmte offene radioaktive Stoffe nach § 3 Abs. 1 StrlSchV erteilt ist oder ein genehmigungsfreier Umgang nach § 4 StrlSchV vorliegt. Aus dem Schutzzweck der Vorschrift folgt vielmehr, daß sie vorrangig dem Schutz der strahlenexponierten Arbeitskräfte dient und auch in den Fällen gelten muß, wo Kontaminationen mit offenen radioaktiven Stoffen als unerwünschte Begleiterscheinung der Tätigkeiten im Kontrollbereich und im betrieblichen Überwachungsbereich auftreten könnten. § 64 Abs. 2 StrlSchV stellt auch nicht auf den "Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen" ab, sondern darauf, ob im Kontrollbereich solche Stoffe "vorhanden" sind.

Die Vorschriften über Kontamination und Dekontamination sind (wie die übrigen Schutzvorschriften der StrlSchV) eine Konkretisierung des Schutzzwecks des § 1 Nr. 2 AtG. Subsidiär finden für den Fall von Kontaminationen und für die daraufhin zu treffenden Maßnahmen die Strahlenschutzgrundsätze des § 28 Abs. 1 StrlSchV Anwendung: Vermeidung unnötiger Strahlenexpositionen oder Kontaminationen von Personen, Sachgütern und der Umwelt; Strahlenoptimierungsgebot; Dosisgrenzwerteinhaltung.

4. Kontaminationsprophylaxe

Hinzuweisen ist darauf, daß für die Vermeidung von Kontaminationen Rechtsvorschriften und technische Regeln über bauliche, apparative und organisatorische Maßnahmen zu beachten sind. Diese Vorschriften betreffen vor allem die Herstellung und Verwendung bestimmter, die Dekontamination erleichtender Werkstoffe, die Aufstellung von Warnschildern, die Wahl geeigneter Arbeitsverfahren und Schutzausrüstungen sowie die Anordnung und Beachtung bestimmter Verhaltensregeln (vgl. § 53 StrlSchV).

5. Oberflächenkontaminationsgrenzwerte

Da aus der Begriffsbestimmung für "Kontamination" nicht eindeutig zu entnehmen ist, ab wann der Körper oder ein Gegenstand als mit radioaktiven Stoffen "verunreinigt" anzusehen ist mit der Folge, bestimmte Rechtspflichten zu erfüllen, hat der Verordnunggeber zur Konkretisierung dieses unbestimmten Rechtsbegriffs in die StrlSchV von 1976 erstmals in der Anlage IX Grenzwerte für Schutzmaßnahmen bei Oberflächenkontaminationen von Arbeitsplätzen und Gegenständen aufgenommen. Bekanntlich hat der § 35 der Ersten StrlSchV von 1960/1965 solche

Grenzwerte noch nicht enthalten (24). Diese Anlage IX wurde übrigens auf Grund rechtsvergleichender Untersuchungen konzipiert, wobei vor allem die einschlägigen Vorschriften der DDR, Österreichs, der Schweiz und Großbritanniens herangezogen wurden. Übrigens enthielten die ersten Entwürfe zur StrlSchV von 1976 auch Grenzwerte für die Hautkontamination, die jedoch in die endgültige Textfassung nicht aufgenommen wurden. Für den medizinischen Bereich sind aber solche Grenzwerte in der Richtlinie des BMI vom 18.10.1979 (25) unter Ziffer 6.1.3. Abs. 3 festgelegt worden.

Auf die Schwierigkeiten der Festlegung und Anwendung von Kontaminationsgrenzwerten ist wiederholt hingewiesen worden. Auch lassen sich die Fixierungen nicht streng logisch-wissenschaftlich ableiten. Sie enthalten ein auf Erfahrungen der Praxis gestütztes und sich gründendes dezisionistisches Element, wie übrigens auch in anderen Bereichen der Sicherheitstechnik und im Verkehrsbereich (z.B. Höchstgeschwindigkeitsgrenzwerte). Es sollte allerdings bei der Novellierung der StrlSchV insbesondere unter Beachtung der in der Schweiz geltenden und in Großbritannien vorgesehenen Werte überprüft werden, ob die Anlage IX zu korrigieren und zu optimieren ist.

6. Feststellungs- und Prüfungspflicht

§ 64 Abs. 1 und 2 StrlSchV enthalten Feststellungs- und Prüfungspflichten hinsichtlich des Vorhandenseins von Kontaminationen. Dabei folgen aus der Verwendung unterschiedlicher Begriffe (feststellen, prüfen) offensichtlich keine unterschiedlichen Pflichten (vgl. den Wortlaut § 66 Abs. 4 StrlSchV). In der Praxis umfassen Feststellung und Prüfung die Messung von Kontaminationen. Hinsichtlich des Absatzes 2 des § 64 wird für die Prüfung der Haut- oder Kleidungskontamination aller Personen, die einen Kontrollbereich verlassen (einschließlich der behördlichen Aufsichtspersonen und etwaiger Besucher) die Feststellung vorausgesetzt, daß offene radioaktive Stoffe im Kontrollbereich vorhanden sind.

7. Maßnahmepflichten bei Kontaminationen

§ 64 Abs. 3 StrlSchV verpflichtet zu Maßnahmen, die unverzüglich (d.h. ohne schuldhaftes Zögern) zu ergreifen sind, falls Kontaminationen nach Maßgabe der Abs. 1 und 2 festgestellt werden. Da Grenzwerte für die Haut nach der StrlSchV (noch) nicht bestehen, sind gegen Hautkontaminationen Maßnahmen erforderlich, sofern eine Gefährdung der Weiterverbreitung oder Inkorporation besteht. Bei der Kontamination von Gegenständen (einschließlich der Kleidung) sind Maßnahmen nur dann erforderlich, wenn eine Überschreitung der Grenzwerte festgestellt wird. § 64 Abs. 3 gilt für den Normalbetrieb und - ergänzt durch §§ 36 und 38 StrlSchV - auch für den Störfall oder Unfall. "Maßnahmen" im Sinne des § 64 Abs. 3 sind nicht nur Dekonta-

minationsmaßnahmen. Welche Maßnahmen in einer konkreten Situation erforderlich sind, entscheiden die verantwortlichen Personen (Strahlenschutzverantwortlicher, Strahlenschutzbeauftragter) nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. Zu den Maßnahmen können außer der Dekontamination oder anstelle der Dekontamination auch andere Sicherheitsvorkehrungen treten (z.B. Räumung des kontaminierten Bereichs, Zutrittsverbot). In § 64 Abs. 3 Satz 2 StrlSchV wird gefordert, daß das Dekontaminationspersonal die erforderlichen Kenntnisse besitzt. Ein Fachkundenachweis wird somit nicht gefordert. Immerhin erstreckt die Fachkunderichtlinie vom 17.9.1982 die Lehrinhalte für den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen und dem Betrieb von kerntechnischen Anlagen auch auf die Materialdekontamination und Personendekontamination (26).
Zu den Maßnahmen, die bei grenzwertüberschreitenden Kontaminationen zu treffen sind, gehört nach § 35 Abs. 1 StrlSchV auch die Kennzeichnung des betreffenden Bereichs mit dem Strahlenwarnzeichen nach Anlage VIII und dem Zusatz "Kontamination". § 64 Abs. 4 StrlSchV betrifft den Sonderfall, daß bei Tätigkeiten die Grenzwerte nach der Anlage IX nicht eingehalten werden können. Personen darf in solchen Fällen die Tätigkeit nur erlaubt werden, wenn durch Sondermaßnahmen der Strahlenschutz sichergestellt ist.

8. Dekontaminationsmaßnahmen bei Zweckänderung der Arbeitsplätze und Krankenräume

Nach § 64 Abs. 5 StrlSchV dürfen Laboratorien und Arbeitsplätze, die für den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen bestimmt waren, für andere Zwecke erst nach ihrer Dekontamination verwendet werden. Für die Zweckänderung besteht eine behördliche Anzeigepflicht. Zu prüfen wäre, ob diese Vorschrift de lege ferenda auch auf Krankenräume, in denen Patienten mit offenen radioaktiven Stoffen behandelt wurden, auszudehnen ist (vgl. Richtlinie vom 18.10.1979, Ziffer 3.2. (20)).

9. Aufzeichnungs- und Archivierungspflichten

Entsprechend den Verpflichtungen auf Grund der Euratom-Grundnormen enthält § 66 Abs. 4 StrlSchV das Gebot, die Kontaminationsfeststellungen nach § 64 Abs. 1 und 2 bei Grenzwertüberschreitungen aufzuzeichnen und diese Aufzeichnungen 30 Jahre lang zu archivieren.

10. Staatliche Aufsichtsbefugnisse

Die staatlichen Aufsichtsbefugnisse bei Kontaminationen ergeben sich aus § 19 AtG sowie aus § 32 StrlSchV.

11. Ahndung von Verstößen (Ordnungswidrigkeiten)

Bei Verstößen gegen die Schutzvorschriften über Kontaminationen und Dekontaminationen machen sich der Strahlenschutzverantwortliche oder der Strahlenschutzbeauftragte gegebenenfalls

einer Ordnungswidrigkeit schuldig (vgl. § 81 Abs. 2 StrlSchV), die nach dem Gesetz über Ordnungswidrigkeiten verfolgt werden kann.

IV. Rechtsgrundlagen in der DDR und in einigen ausländischen Staaten

1. DDR

- Strahlenschutzverordnung vom 26.11.1969 (GBl. DDR 1969 II S. 627) (§ 22);
- Erste Durchführungsbestimmung zur Strahlenschutzverordnung vom 26.11.1969 (GBl. DDR 1969 II S. 635) (§ 32 sowie Anlage 3 Tabelle 1 und 2);
- Richtlinie des SAAS vom 4.6.1974 zur Bestimmung der Oberflächenkontamination (Mitt. SAAS 1974, Nr. 4).

2. Belgien

- Königliche Verordnung (Strahlenschutzverordnung) vom 28.2. 1963 (MB. 16.5.1963, S. 5206) (Art. 68).

3. Frankreich

- Rechtsverordnung Nr. 66 - 450 vom 20.6.1966 (J.O. 30.6.1966, S. 5490) (Art. 22);
- Rechtsverordnung Nr. 67 - 228 vom 15.3.1967 (J.O. 22.3.1967, S. 2754) (Art. 9, 14, 17, 21, 26, 48, 51, 52);
- Rechtsverordnung Nr. 75 - 306 vom 28.4.1975 (J.O. 30.4.1975, S. 4428) (Art. 31).

4. Großbritannien

- The Ionising Radiation (Unsealed Radioactive Substances) Regulations 1968 (S.I. 1968 No. 780) (Sec. 53 - 57; Schedule 2);
- The Ionising Radiations Regulations (Entwurf 1982) (Sec. 22 - 24);
- Code of Practice (Entwurf 1982) (Sec. 58, Table 1; Sec. 153 - 186).

5. Irland

- Factories Ionising Radiations (Unsealed Radioactive Substances) Regulations, 1972 (S.I. 1972 No. 249) (Second Schedule).

6. Italien

- Strahlenschutzverordnung vom 13.2.1964, Nr. 185 (G.U. 1964, Nr. 95, Suppl. ord.) (Art. 23, 72, 74, 80, 103).

7. Niederlande

- Strahlenschutzverordnung vom 10.9.1969 in der Neufassung vom 7.9.1981 (Stb. 1981, Nr. 564) (Art. 26 a, 27).

8. Österreich

- Strahlenschutzverordnung vom 12.1.1972 (ÖBGBl. 1972, S. 481) (§§ 85 - 88; Anlage 11).

9. Schweiz

- Verordnung über den Strahlenschutz vom 30.6.1976 (AS 1976, S. 1573) (Art. 92 - 97; Anhang 6).

10. Spanien

- Königliche Verordnung Nr. 2519/1982 (Strahlenschutzverordnung) vom 12.8.1982 (B.O. 8.10.1982, S. 3010) (Art. 27 - 29).

11. Vereinigte Staaten von Amerika

- U.S. Department of Commerce. National Bureau of Standards. Handbook 48 (= NCRP Report No. 8). Control and Removal of Radioactive Contamination in Laboratories.
- U.S. Department of Commerce. National Bureau of Standards. Handbook 92 (= NCRP Report No. 30). Safe Handling of Radioactive Materials.
- U.S.NRC Regulatory Guides 8.21.; 8.23; 8.24.

Anmerkungen

(1) Vgl. Art. 46 Euratom-Strahlenschutzgrundnormen vom 15.7. 1980 (ABl. EG 1980, Nr. L 246/1).
(2) Bischof, W., Internationale Rechtsgrundlagen des Entwurfs der Strahlenschutzverordnung, in: Viertes Deutsches Atomrechts-Symposium, Köln usw. 1976, S. 39 ff.; Bischof, W./ N. Pelzer, Das Strahlenschutzrecht in den Mitgliedstaaten der Europäischen Gemeinschaften, Band II, Bundesrepublik Deutschland, Baden-Baden 1983, S. 26 f.
(3) Vgl. A. Spang im ersten Referat dieser Sitzung.
(4) Oxford usw. 1977. Das gleiche gilt für die allgemeinen Empfehlungen ICRP 1 (1958) 6 (1964) und 9 (1965).
(5) Oxford usw. 1977, S. 17 f., 27 ff.
(6) Oxford usw. 1968, S. 8 ff.
(7) Oxford usw. 1970, S. 6 f.
(8) Oxford usw. 1978, S. 3, 6 f, 11.
(9) Hinweise auf Grenzwerte in verschiedenen Staaten fanden sich bereits in der 1. Ausgabe der IAEO Safety-Series No. 1, Vienna 1958, Appendix II, S. 95 ff. Vgl. auch Kiefer/Maushart, Strahlenschutzmeßtechnik, Karlsruhe 1964, S. 92 ff.
(10) BGBl. 1973 II 934.
(11) BT-Drucks. IV/103, S. 9.
(12) International Labour Office, Manual of Industrial Radiation Protection, Part III, Geneva 1963, S. 61 ff., S. 85 ff.
(13) Worlds Health Organization, Manual on Radiation Protection in Hospitals and General Practice, Vol. 2 Unsealed Sources, Geneva 1975, S. 71 ff., S. 79 ff., S. 82.

(14) BGBl. 1964 II 857, 860; 1970 II 208.
(15) BGBl. 1957 II 1014.
(16) Vgl. Fn. 1.
(17) IAEA, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Revised 1973 Edition (as amended), Safety-Series No. 6, Vienna 1973. Deutsche Übersetzung bei Ziegler/Blechschmidt, Bestimmungen für die Beförderung radioaktiver Stoffe, 2. Aufl., Baden-Baden 1980, unter B 2.
(18) BGBl. 1976 I 3053 (mit Änderungen).
(19) BGBl. 1976 I 2905 (mit Berichtigungen und Änderungen). Vgl. dazu Kramer/Zerlett, Strahlenschutzverordnung, Kommentar, 2. Aufl., Stuttgart usw. 1980; Bischof/Pelzer, Fn. 2.
(20) GMBl. 1979, Nr. 31, S. 638.
(21) Bundesanzeiger Nr. 69 a vom 14.4.1982, S. 4.
(22) Bundesanzeiger Nr. 173 a vom 17.9.1982, S. 5.
(23) BGBl. 1975 I 2121. Vgl. dazu Bischof/Pelzer (Fn. 2), S. 116 ff.
(24) Vgl. Piesch, E., Zum Kontaminationsnachweis im Rahmen der 1. Strahlenschutzverordnung, in: Atomwirtschaft 1968, S. 214 ff.
(25) Vgl. Fn. 20.
(26) Zur Kontamination und Dekontamination der Haut vgl. insbesondere Möhrle, G., in: Stieve/Möhrle, Strahlenschutzkurs für ermächtigte Ärzte, Berlin 1979, S. 243 ff.

Fortschritte der nationalen und internationalen Normung auf den Gebieten Messung von Kontamination, Dekontaminierbarkeit von Oberflächen und Wirkung von Dekontaminationsmitteln

T. Tamberg
BAM Berlin

Zusammenfassung:

Es wird der Stand der Arbeiten in den Normausschüssen NKe AA2.6 (Oberflächendekontaminationsverfahren), ISO/TC85/SC2/WG9 (Evaluation of contamination) und ISO/TC85/SC2/WG10 (Ease of decontamination) beschrieben.

Der NKe-Ausschuß bemüht sich um die Normung eines Prüfverfahrens, das die Bestimmung der Wirksamkeit von Dekontaminationsmitteln (incl. entsprechender Waschmittel) ermöglichen soll. Daneben betreibt dieser Ausschuß die Verbesserung der Dekontaminierbarkeitsnorm DIN 25415, Teil 1 in Zusammenarbeit mit ISO/TC85/SC2/WG10. Dieser ISO-Ausschuß wiederum hat seine Arbeit auf die Prüfung einer Kompromißvorschrift mit deutschen und britischen Anteilen konzentriert und macht auf der Basis von internationalen Ringexperimenten Fortschritte.

ISO/TC85/SC2/WG9 hat bisher ein fast abstimmungsreifes Papier "Messung von Kontamination" erarbeitet, das sich auf β-Strahler mit Maximalenergien $\geq$ 0,15 MeV und α-Strahler bezieht. Ein entsprechender Entwurf zur Messung von Tritium-Oberflächenkontaminationen berücksichtigt bereits eine Gruppe erster Einsprüche aus den Kreisen der SC-2-Mitglieder.
Der Beitrag beschreibt wichtige Teilaspekte, die sich aus diesen Normungsbemühungen ergeben haben und macht Angaben über die zu erwartenden Entwicklungen auf den betreffenden Gebieten.

Abstract:

A progress report is given for the standard committees NKe 2.6 (Decontamination of surfaces), ISO/TC85/SC2/WG9 (Evaluation of contamination) and ISO/TC85/SC2/WG10 (Ease of decontamination).

The NKe committee is developing a method of test allowing the evaluation of the efficiency of substances used in decontaminant solutions (including detergents). Furthermore the committee cooperates with ISO/TC85/SC2/WG10 in the development of an ISO standard "Ease of decontamination".

ISO/TC85/SC2/WG10 has concentrated its efforts on testing a compromise method containing German and British contributions. Progress is made on the basis of international round robin experiments.

ISO/TC85/SC2/WG9 has so far prepared a draft "Evaluation of contamination" concerning β-emitters of $E_{\beta}^{max} \geq 0.15$ MeV and α-emitters (nearly ready for voting). A similar draft proposal "Evaluation of Tritium surface contamination" is in the state of having adopted a first group of comments from SC-2-members.

The paper describes some important details of new standards and gives an outlook to future developements.

Mit Normungsarbeiten auf den Gebieten Kontaminationsmessung und Dekontamination sind in der Bundesrepublik Deutschland und auf internationaler Ebene die folgenden Gremien beschäftigt:

National

Arbeitsausschuß 2.6 im NKe mit der etwas irreführenden Bezeichnung "Oberflächendekontaminationsverfahren".
Die Tätigkeitsgebiete dieses Ausschusses sind durch die Titel der veröffentlichten bzw. geplanten Normen charakterisiert. Es handelt sich um Teile von DIN 25 415:

Teil 2 (April 1977) "Bestimmung der Oberflächenkontamination"

Teil 1 (Vornorm, Okt. 1980) "Verfahren zur Prüfung und Bewertung der Dekontaminierbarkeit"

Teil 3 (in Arbeit) "Verfahren zur Prüfung und Bewertung der Wirkung von Dekontaminationsreinigern"

Teil 4 (in Arbeit) "Verfahren zur Prüfung und Bewertung der Wirkung von Dekontaminationswaschmitteln"

Ein geplanter Teil 5 soll sich mit der Wirkung von Beizpasten und ähnlichen Dekontaminationsmitteln befassen.

International

Die Arbeit von NKe AA 2.6 findet ihre teilweise Entsprechung in der Tätigkeit zweier ISO-Arbeitsgruppen:

ISO/TC85/SC2/WG9 arbeitet an folgenden Standards

"Bestimmung der Oberflächenkontamination (β-Emitter mit einer Maximalenergie von mehr als 0,15 MeV und α-Emitter)"
(ISO-DP 75C3)
und
"Bestimmung der Tritium-Oberflächenkontamination"
(ISO-DP 8065)

Beide Normen befinden sich im Stadium fortgeschrittener Entwürfe, die bereits zahlreiche Einsprüche berücksichtigt haben.
Geplant ist ferner ein entsprechendes Papier über Kontaminationen durch Elektroneneinfangstrahler wie ^{51}Cr, ^{55}Fe, ^{57}Co, ^{109}Cd und ^{125}J.

Die zweite der oben erwähnten ISO-Arbeitsgruppen ist ISO/TC85/SC2/WG10.

Hier wird an einem Standard "Dekontaminierbarkeit" gearbeitet, der sich im Stadium der Textformulierung befindet, nachdem über die Art der Prüfmethode Einvernehmen erzielt wurde.

Im weiteren soll auf einige interessante Teilaspekte dieser Normen bzw. Normentwürfe eingegangen werden, wobei der jeweils letzte Stand der Entwicklung berücksichtigt ist.

An der zuerst genannten DIN 25415, Teil 2 "Bestimmung der Oberflächenkontamination" ist auf nationaler Ebene nicht weitergearbeitet worden.

Die englische Version dieser Norm wurde jedoch zum Ausgangspapier für die Tätigkeit der bereits erwähnten ISO-Arbeitsgruppe WG 9.

Die Vornorm "Verfahren zur Prüfung und Bewertung der Dekontaminierbarkeit" (Teil 1 von DIN 25415), über die an gleicher Stelle vor etwa vier Jahren berichtet wurde, hat inzwischen als Grundlage für eine erhebliche Zahl von Prüfungen gedient. Die Auswertung aller vorliegenden Meßdaten hat ergeben, daß zwischen den Dekontaminationsfaktoren, die nach jedem der drei Dekontaminationsschritte (Anwendung von H_2O, saurer Tensidlsg., 1 m HCl) erzielt werden, starke Korrelationen bestehen. Das bedeutet, daß sich in der Regel der nach dem zweiten oder dritten Schritt erhaltene DF-Wert durch Anwendung konstanter Faktoren aus dem Ergebnis des ersten Schrittes ableiten läßt. Damit bietet sich eine Verkürzung des Prüfverfahrens auf nur einen Schritt unter Verwendung von Wasser als Dekontaminationsmittel an, was zu einer erheblichen Senkung der Prüfkosten führen sollte.

Zum Teil 3 von DIN 25415, der sich mit der Wirkung von Dekontaminationsreinigern befaßt, wurden bisher auf nationaler Ebene mehrere Rundversuche durchgeführt, die jedoch trotz erheblichen Aufwandes nicht zu einer ausreichenden Übereinstimmung unter den teilnehmenden Laboratorien führten. Hierbei wird jedoch auch in Zukunft eine Prüfmethode benutzt werden, die als eine Umkehrung der Methode zur Prüfung der Dekontaminierbarkeit bezeichnet werden kann. Es werden als Referenzkörper von Oberflächenmaterialien konstanter und bekannter Qualität in definierter Weise kontaminiert und sodann mit einer Lösung des zu untersuchenden Reinigers dekontaminiert. Der erhaltene DF-Wert wird auf den mit Wasser erhaltenen DF-Wert bezogen. Die Wirkung des Reinigers wird somit als Vielfaches der Wirkung von Wasser angegeben und bewertet. Bei den Rundversuchen wurden bis zu vier Oberflächenmaterialien zur Untersuchung von drei Reinigern benutzt. Die breite Mehrheit der Mittelwerte aus drei Laboratorien für $DF_{Reiniger}/DF_{Wasser}$ lag dabei unter 4,0, der höchste Wert war 16,3. Es wurden jedoch auch einige Werte im Bereich kleiner als 1 gefunden.
Die Fortführung der Arbeiten auf diesem Gebiet wurde vom Ausschuß 2.6 bis zu dem Zeitpunkt vertagt, an dem eine endgültige Version der Dekontaminierbarkeitsnorm als ISO-Standard vorliegt. Die darin beschriebene Prüftechnik wird dann, wie bereits erwähnt, mit umgekehrter Zielrichtung zur Untersuchung der Reiniger benutzt werden.

Die Untersuchung von Dekontaminationswaschmitteln (Teil 4 von DIN 25415) hat den Arbeitsausschuß 2.6 im letzten Jahr vorrangig beschäftigt. Auch hier wurden Rundversuche durchgeführt, bei denen ein kontaminierter Referenzkörper aus Standardgewebe in einer Lösung des zu untersuchenden Waschmittels durch Rührung dekontaminiert wurde. Einzelheiten der Untersuchungen werden in einem anderen Vortrag während dieser Tagung beschrieben.

Der geplante Teil 5 von DIN 25415 zur Wirkung von Beizpasten konnte bisher nicht in Angriff genommen werden, weil die erforderliche Zuarbeit sachkundiger Industriefirmen ausgeblieben ist.

Die internationalen Normungsbemühungen in ISO/TC85/SC2/WG9 nahmen ihren Ausgang von der deutschen Norm zur Bestimmung der Oberflächenkontamination (DIN 25415, Teil 2), die allerdings im Verlauf der Beratungen erheblich umgestaltet wurde. Als besonders schwierig erwies sich die Formulierung des Textabschnittes, der die Kalibrierung der Kontaminationsmeßgeräte beschreibt, weil die Umsetzung der gemessenen Impulsrate in ein Ergebnis der Dimension Bequerel pro Quadratzentimeter nach unterschiedlichen Konzepten vorgenommen werden kann. Um den inneren Zusammenhang der ISO-Normung zu wahren, mußte im vorliegenden Falle die Arbeit von ISO/TC85/SC2/WG2/SG4 berücksichtigt werden. Dieser Ausschuß beschäftigt sich mit der Normung von Kalibrationsquellen im Zusammenhang mit der Messung von Oberflächenkontaminationen und verfolgt dabei das Konzept der konsequenten Auftrennung der Impulsraten - Aktivitäts - Beziehung in die beiden Terme "Instrument efficiency" und "Source efficiency". Dies führt zwar zu einer wesentlichen Verbesserung der begrifflichen Durchsichtigkeit und letztlich auch der Meßgenauigkeit, zur vollen Nutzung des erreichten Fortschrittes ist es dann jedoch erforderlich, plausible und konservative Annahmen für die "Source efficiency" der Kontaminationsquellen zu machen, die bei Fehlen genauerer Kenntnis in die Auswertung der eigentlichen Messung einfließen. Der Ausschuß WG9 hat in seinem letzten Entwurf von DP 7503 für die "Source efficiency" der betrachteten Kontaminationen einen einheitlichen Wert von 0,25 für β-Strahler mit $E_{\beta}^{max} \geq 0{,}4$ MeV und α-Strahler sowie den Wert 0,1 für β-Strahler mit $E_{\beta}^{max} < 0{,}4$ MeV vorgeschlagen.

In ähnlich konservativer Weise wird für den Entnahmefaktor bei trockenen oder feuchten Wischtests der Wert 10 beibehalten. Richtwerte wie dieser und die oben angegebenen für die "Source efficiencies" der Kontaminationsquellen sollen jedoch nur angewandt werden, wenn eine genauere Kenntnis der betreffenden Größen nicht besteht.

Die Entnahme einer Wischprobe soll von einer Fläche von 100 cm^2 erfolgen, falls nicht nationale oder internationale Regelungen andere Werte erzwingen.

Der Entwurf zur Bestimmung der Tritium-Oberflächenkontamination geht davon aus, daß die Messung der Kontamination in der Regel indirekt über feuchte Wischtests unter Verwendung der Flüssigszintillationstechnik erfolgt, während direkt messende Instrumente lediglich zum Nachweis der Kontamination benutzt werden.

Die Arbeit der ISO-Arbeitsgruppe "Dekontaminierbarkeit" nahm einen anderen und für ISO-Gremien recht ungewöhnlichen Verlauf. Von den fünf nationalen Normen zur Dekontaminierbarkeit verblieben nach einer intensiven Diskussion der Vor- und Nachteile nur die britische und die deutsche Norm im Wettbewerb. Anschließend sollte in zwei internationalen Rundexperimenten entschieden werden, welche der beiden Prüfvorschriften besser als ISO-Standard geeignet sei. Die Ergebnisse zeigten zwar eine leichte Überlegenheit der deutschen Methode auf, die allgemeine Reproduzierbarkeit beider Ergebnisgruppen war aber so gering, daß es nicht möglich war, die deutsche Methode als ISO-Standard durchzusetzen. Der Ausschuß beschloß daher die Formulierung einer Kompromißmethode, die die

besten Elemente beider nationaler Vorschriften enthalten sollte. Die Entwurfsarbeiten für die erforderlichen Kontaminations- und Dekontaminationseinrichtungen wurden von der BAM übernommen. Auch eine erste Beschreibung der Methode wurde hier angefertigt. Anschließend wurden mit neun teilnehmenden Laboratorien Rundexperimente an insgesamt 10 Oberflächenmaterialien durchgeführt. Die Methode benutzt zur Kontamination der 5 x 5 cm großen Prüfkörper sogenannte Sandwich-Blöcke aus Acrylglas und Silicongummi, die die Kontamination einer Kreisfläche von 2,5 cm Durchmesser mit jeweils 1 cm^3 der Kontaminationslösung ermöglichen. Die Dekontamination erfolgt für alle Proben gleichzeitig und unter gleicher Geometrie in einer Käfig-Rührer-Apparatur, bei der bis zu sechs Prüfkörper mit der kontaminierten Seite nach innen an die Fenster eines hexagonalen Käfigs gedrückt werden, in dessen Innerem sich ein Rührer mit definierter Geometrie und Geschwindigkeit bewegt.

Die beiden Radionuklide Co-60 und Cs-137 werden in separaten Lösungen auf je 5 Prüfkörper angewandt. Als Dekontaminationsmittel dient ausschließlich deionisiertes Wasser. Aus den beiden Einzelwerten für den Dekontaminationsfaktor wird ein kombinierter DF-Wert für Co-60 + Cs-137 errechnet, der für die Bewertung benutzt wird.

Die nach dieser Methode bisher erzielten Ergebnisse der Rundversuche lassen merkliche Verbesserungen der Reproduzierbarkeit erkennen, wenn auch immer noch einige Ausreißer-Ergebnisse auftreten können. Ein weiteres Vergleichsexperiment soll hier Abhilfe schaffen und die erforderliche Präzisierung einiger Prüfparameter bei der Formulierung des Textes ermöglichen. Innerhalb der Arbeitsgruppe besteht jedoch Einigkeit darüber, daß die Kompromißmethode schließlich als ISO-Standard formuliert und vorgeschlagen werden soll.

Zum Schluß ist noch der Vollständigkeit halber zu erwähnen, daß die deutsche Dekontaminierbarkeitsnorm (DIN 25415, Teil 1) inzwischen in der Anforderungsnorm DIN 55991 (Beschichtungen in kerntechnischen Anlagen) weitgehende Anwendung gefunden hat. In dieser Norm werden Anforderungen an die Dekontaminierbarkeit unbelasteter, strahlenbelasteter und abrasionsbelasteter Beschichtungen festgelegt.

Sind die Richtwerte für Oberflächenkontaminationen tauglich?

W. Hunzinger
Motor-Columbus Ingenieurunternehmung AG
Baden/Schweiz

Zusammenfassung:

Richtwerte der Oberflächenkontamination, z.B. Anhang 6 der Schweizerischen Strahlenschutzverordnung, sind dann tauglich, wenn bei deren Beachtung mit Sicherheit keine unzulässigen externen oder internen Strahlendosen auftreten können. Sie müssen aber noch ein zweites Kriterium erfüllen: Sie dürfen nicht übertrieben restriktiv sein, d.h. Kontaminationsmessung und Einhaltung der Richtwerte dürfen nicht mit so großem Aufwand verbunden sein, daß die erzielte Dosisverhinderung oder Dosisreduktion dazu im Mißverhältnis steht.

Für die verschiedenen Expositionspfade (direkte Bestrahlung der Haut, direkte Ingestion sowie Inhalation nach Resuspension) sind nuklidspezifische sowie chemische und physikalische Eigenschaften der Kontamination maßgebend. Die systematische und quantitative Behandlung der in Frage kommenden Expositionspfade, wie sie vom NRPB für eine Reihe von Muster-Radionukliden durchgeführt worden ist, ergibt eine differenzierte Aufstellung verschiedener Richtwerte, die praxiskonform sind und immer noch genügend auf der sicheren Seite liegen. Gegenüber der Strahlenschutzverordnung sehen die NRPB-Vorschläge neue Parameter und Nuklidklassen vor:

- spezifische Aktivität der Alphastrahler
- Ausdehnung der Alpha-Kontamination
- C-14 und Radionuklide ähnlicher Toxizität (neue Klasse)
- H-3 und Radionuklide ähnlicher Toxizität (neue Klasse)

Abstract:

Derived working limits for surface contamination, like those in Annex 6 of the Swiss Ordinance on Radiation Protection, must be set at a level which ensures that their application will exclude undue external or internal radiation doses. In addition, they have to fulfill another criterium. They must not be too conservative, i.e. the monitoring and the observance of the derived limits shall not give rise to costs so high that the achieved reduction or avoidance of radiation doses no longer justifies the efforts involved.

Depending upon the specific properties of the radionuclides, as well as the chemical and physical properties of the contaminant, the following different exposure paths can apply: external irradiation of the skin, transfer to mouth and subsequent ingestion, and inhalation after resuspension. The systematic, quantitative calculation or the resulting radiation doses from all possible exposure paths, as has been done by NRPB for some dozens of reprensentative radionuclides, yields derived working limits for each radionuclide, which are sufficiently conservative and also practicable. Compared to the Radiation Protection Ordinance, the NRPB foresees new parameters and classes of radionuclides:

- the specific activity of alpha-emitters
- surface extension of alpha-contamination
- carbon-14 and radionuclides of similar radiotoxicity (new class)
- tritium and radionuclides of similar radiotoxicity (new class)

Im Anhang 6 der Schweizerischen Strahlenschutzverordnung (1) sind die Richtwerte für lose (nicht haftende) radioaktive Kontaminationen in Oberflächen festgelegt:

Tabelle 1: Richtwerte für Kontamination von Oberflächen

Ci/cm^2

	Material und Arbeitsplätze		Kleider	Haut
	ausserhalb k. Zonen	innerhalb k. Zonen		
Alpha-Strahler	0,01	0,01	0,01	0,01
Beta./ Gamma-Strahler	0,1	1	0,1	0,1

Richtwerte sind keine Grenzwerte wie sie die Deutsche Strahlenschutzverordnung kennt, sondern es sind Grössen, die der Planung und der ersten Beurteilung der Dosisfolgen nach Exposition einer kontaminierten Oberfläche dienen. Sie sind aus den höchstzulässigen Strahlendosen unter gewissen standardisierten Voraussetzungen hergeleitet (SSVO Anhang 1, Ziffer 41). Ziemlich grob werden die radioaktiven Stoffe in Alpha- und Betastrahler eingeteilt und es werden 4 verschiedene Oberflächen unterschieden: Flächen ausserhalb kontrollierten Zonen - Flächen innerhalb kontrollierten Zonen - Kleider - Haut.

Die Richtwerte erwecken in zweifacher Hinsicht Verdacht: Einmal sind die ihnen zugrunde liegenden Kriterien nicht sehr klar; zum zweiten ist die Einteilung der Radionuklide in zwei Klassen doch recht summarisch, wenn man bedenkt, dass sich die spezifischen Toxizitäten der Radionuklide um sehr viele Grössenordnungen unterscheiden können.

Vor einiger Zeit hat das Englische National Radiological Protection Board, NRPB, (2) neue Vorschläge zur Herleitung von Richtwerten für die Oberflächenkontamination zur Diskussion gestellt, die ich im Folgenden einer kritischen Würdigung unterziehen möchte.

Wie immer bei der Herleitung in Richtwerten müssen Modellparameter gewählt werden, und zwar so, dass genügend sichere, aber nicht übertrieben sichere Richtwerte resultieren. Bei Anwendung der Richtwerte in der Praxis muss man sich darauf verlassen können, dass sie mit grosser Wahrscheinlichkeit zu keinen Personendosen führen können, die über den höchstzulässigen Grenzwerten liegen.

Der englische Vorschlag untersucht drei Expositionspfade:

- externe Bestrahlung der Haut durch direkten Kontakt mit der Kontamination

- interne Bestrahlung nach Inhalation aufgewirbelter radioaktiver Stoffe, und

- interne Bestrahlung nach Inkorporation durch Ablecken radioaktiv kontaminierter Oberflächen

Expositionspfad externe Bestrahlung der Haut

Gegenüber dem ICRP-Modell, das eine äussere, leblose Hautschicht von 70 Mikron mittlerer Dicke annimmt, berechnet das NRPB-Modell der Haut die Strahlendosen in zwei Tiefen, nämlich in 50 und in 100 Mikron, und mittelt die beiden Werte. Diese Rechenmethode berücksichtigt also die Tatsache, dass die Haut an gewissen Körperstellen dünner ist als im Durchschnitt, und berücksichtigt ferner die Möglichkeit, dass z. B. energiearme Betateilchen die Haut zwischen 50 und 70 Mikron Tiefe im wesentlichen Ausmass bestrahlen können, ohne jedoch in 70 Mikron Tiefe mit einer Dosis beizutragen.

Der Dosisgrenzwert für die Haut liegt nach ICRP-Empfehlung bei 50 rem pro Jahr; in der SSVO (1) sind es 30 rem/a. Das NRPB-Modell setzt voraus, dass die Exposition 2000 Stunden (40 h/wo, 50 wo/a) pro Jahr dauert. Man kann somit den Richtwert für jedes Radionuklid direkt angeben, durch Division von 50 rem pro 2000 h durch den Dosiskonversionsfaktor in rem/h pro Ci/cm^2 (3).

Dieser Expositionspfad findet Anwendung sowohl für Kontaminationen der Haut als auch für solche auf Arbeitsflächen, denen die Hände nahe kommen können auch ohne sie zu berühren. Die Expositionszeit (2000 h/a) ist in beiden Fällen sehr reichlich bemessen, impliziert sie doch, dass die Hände nur abends und die Arbeitsflächen nie gewaschen oder täglich aufs Neue kontaminiert werden. Hier liegt ein Beispiel einer übertrieben konservativen Annahme vor.

Expositionspfad aufgewirbelter radioaktiver Stoffe

Es gibt genügend experimentelle Bestätigungen dafür, dass für vorgegebene Parameter und Randbedingungen eine quantitative Beziehung zwischen einer nicht haftenden Oberflächenkontamination und einer daraus entstehenden Luftkontamination existiert. Gemessene Aufwirbelungsfaktoren (Ci/m^3 pro Ci/m^2) schwanken in weiten Grenzen je nach Oberflächenbeschaffenheit, physikalischer und chemischer Form der Kontamination, je nach Luftbewegungen im geschlossenen Raum oder im Freien usw. Die IAEA empfiehlt einen mittleren Aufwirbelungsfaktor von (4):

$$5\ 10^{-5}\ m^{-1}$$

Nach Meinung des NRPB ist dieser Faktor wohl für PuO_2 und andere feindisperse Stoffe richtig, sofern sie in einer grossflächigen Kontamination vorliegen. Hingegen wird er für Stoffe geringer spezifischer Aktivität als zu hoch angesehen. Also sollten Alpha-Strahler mit niedriger von solchen mit höherer spezifischen Aktivität unterschieden werden.

Eine weitere Parametervariation, nämlich die kontaminierte Fläche, wird vom NRPB vorgeschlagen. Die bei ausgedehnten Kontaminationen ermittelten Aufwirbelungsfaktoren sind für die üblichen, kleinflächigen Kontaminationen in einem Laboratorium zu konservativ. Häufige Kontaminationen treffen weniger als

$$1\ m^2\ \text{Fläche}$$

und ein Laboratorium ist grösser als 10 m^2. Folglich ist es gerechtfertigt, den Richtwert für wenig ausgedehnte (weniger als 1 m^2) Kontamiationen um einen Faktor 10 zu erhöhen.

Den gesuchten Richtwert für Oberflächenkontaminationen nach Aufwirbelung und Inhalation erhält man durch einfache Division des Richtwertes für Luftkontamination (DAC) des betreffenden Radionuklides durch den Aufwirbelungsfaktor.

In bezug auf das Mass an Sicherheit, das der so bestimmte Richtwert bietet, ist der Konservativismus noch grösser als bei den Richtwerten für die Luftkontamination, aus denen er hergeleitet ist. Eine gewisse Rechtfertigung dieses recht grossen Sicherheitsfaktors kann man darin erblicken, dass Inkorporationen von radioaktiven Stoffen in den meisten Fällen irreversibel sind und immer zu länger dauernden internen Personendosen führen. Jedoch ist zu bedenken, dass bei der Herleitung des Richtwertes stillschweigend vorausgesetzt wird, die Kontamination, notabene in loser und aufwirbelbarer Form, jahrelang liegen bleibt und 2000 Stunden im Jahr aufgewirbelt wird, und dabei Luftkontaminationen im Ausmass eines DAC erzeugt.

Expositionspfad Ingestion

Für diesen Expositionspfad stellt das NRPB zwei mögliche Mechanismen zur Diskussion, die bei geschickter Wahl der Parameter zu denselben Richtwerten führen:

- einmal, innerhalb kontrollierter Zonen, der Uebergang einer Hautkontamination in den Mund und anschliessendes Verschlucken,

- das zweite Mal der Uebergang irgend einer Oberflächenkontamination ausserhalb kontrollierter Zonen, wo üblicherweise weniger strenge Regeln zum Tragen von Schutzkleidung gelten, zum Mund und anschliessendes Verschlucken.

Diese beiden Mechanismen kann man kurz mit dem Begriff "ablecken" beschreiben. Die zu beantwortende Frage lautet nun: leckt man, wie oft und mit welchem Erfolg? In der Meinung "angemessen vorsichtig" (appropriately cautious) zu sein, hat das NRPB einen Vorschlag von DUNSTER aus dem Jahre 1962 (5) übernommen, nämlich man lecke 10 cm^2 seiner Haut - und das einmal täglich so gründlich, dass die Kontamination dieser Fläche quantitativ in den Mund gelangt. Zwischenzeitlich darf die Haut auch gewaschen werden; sie muss jedoch anderntags gleich wieder kontaminiert werden.

Ist die Haut im Ausmass eines Richwertes kontaminiert, so führt das wiederholte Ablecken von 10 cm^2 5 Tage pro Woche und 50 Wochen pro Jahr zu einem Grenzwert der Jahresaktivitätszufuhr (ALI).

Der Einfachheit halber schlagen die Autoren des NRPB-Berichtes vor, dass man auch gleich 10 cm^2 von irgendwelchen anderen Oberflächenkontaminationen ausserhalb kontrollierter Zonen jeden Arbeitstag einmal ablecken könne, so dass die Richtwerte für Oberflächenkontaminationen ausserhalb kontrollierter Zonen numerisch gleich werden denjenigen für die Haut beruflich strahlenexponierter Personen innerhalb der kontrollierten Zonen. Diese Vereinfachung ist deshalb angezeigt, weil angenommen werden kann, dass in beiden Fällen beruflich Exponierte, und nicht etwa Besucher oder andere Drittpersonen betroffen sind.

Resultate

Mit diesen drei möglichen Expositionspfaden berechnete das NRPB Richtwerte für Oberflächenkontaminationen für folgende 74 Radionuklide, die als repräsentativ für den ganzen Bereich der Radiotoxikologie gelten können:

H-3	Cu-64	Tc-99m	Po-210	U-235
C-14	Cu-67	Cd-109	Ra-223	U-236
Na-22	Zn-65	In-111	Ra-224	U-238
P-33	Ga-67	In-113m	Ra-226	U-depl
S-35	Ga-68	I-123	Ra-228	U-nat
K-43	Ge-68	I-125	Ac-227	U-enr
Ca-45	Se-75	Cs-129	Th-227	Np-237
Cr-51	Br-77	Cs-131	Th-228	Pu-238
Mn-54	Rb-81	Pm-147	Th-230	Pu-239
Fe-52	Sr-85	Sm-147	Th-232	Pu-240
Fe-55	Sr-87m	Yb-169	Th-nat	Pu-241
Co-56	Sr-90	Hg-197	Pa-231	Pu-242
Co-57	Y-87	Tl-204	U-232	Am-241
Co-58	Y-90	Pb-210	U-233	Cm-244
Ni-63	Mo-99	Bi-210	U-234	

Es werden die Richtwerte für Flächen innerhalb kontrollierter Zonen (d. h. Haut- und Arbeitsflächen) als auch für Flächen ausserhalb kontrollierter Zonen (Arbeits- und andere Oberflächen) berechnet. Bei den Richtwerten für Arbeitsflächen wird jeweilen von den beiden möglichen Expositionspfaden (Inhalation nach Aufwirbelung oder direkte Exposition der Haut) derjenige zugrunde gelegt, der den restriktiveren Wert ergibt.

Die sich für die einzelnen Radionuklide ergebenden Richtwerte überstreichen 4 Grössenordnungen und die Zuordnung der Radionuklide zu einer Grössenordnung lässt sich beinahe zwanglos durchführen (siehe Tabelle 2). Es genügt, zwei Flächentypen zu unterscheiden, nämlich die Haut und Flächen innerhalb kontrollierter Zonen. Für Richwerte anderer interessierender Oberflächen, wie Kleidung oder Arbeitsflächen ausserhalb kontrollierter Zonen, können diejenige der Haut genommen werden (um den Vergleich mit Tabelle 1 zu erleichtern, ist diese wesentliche Vereinfachung in Tabelle 2 nicht enthalten).

Tabelle 2: Richtwerte für Kontaminationen von Oberflächen (NRPB-Vorschlag)

nCi/cm^2

	Material und Arbeitsplätze		Kleider	Haut
	ausserhalb k. Zonen	innerhalb k. Zonen		
Klasse 1 (α kurz)	0,01	0,01 - 0,1*	0,01	0,01
Klasse 2 (α lang)	0,01	0,1 - 1*	0,01	0,01
Klasse 3 übrige	0,1	1	0,1	0,1
Klasse 4 C-14 etc.	1	10	1	1
Klasse 5 H-3 etc.	10	100	10	10

*) bei Ausdehnungen der Kontamination kleiner als 1 m^2

Die Radionuklide werden wie folgt in 5 Klassen eingeteilt:

Klasse 1: relativ kurzlebige Alphastrahler, d. h. Alphanuklide mit hoher spezifischer Aktivität:

Ac-227, Th-228, Th-230, Th-232, Th-nat, Pa-231, U-232, Th-233, U-234, U-236 und α-Strahler mit $Z > 92$

Klasse 2: Alphanuklide geringer spezifischer Aktivität: Sm-147, Pb-210, Th-227, U-235, U-238, U-depl, U-nat, U-enr, Pu-241

Klasse 3: Beta/Gamma-Strahler mit Ausnahme derjenigen in Klassen 4 and 5

Klasse 4: C-14, S-35, Mn-54, Ce-57, Zh-65, Ga-67, Se-75, Br-77, Sr-85, Tc-99m, Cd-109, J-123, J-125, Cs-129 und Hg-197

Klasse 5: H-3,(*), Cr-51, Fe-55, Ni-63 und Cs-131

Ist dieser britische Vorschlag für Oberflächen-Kontaminationsrichtwerte nun tauglich? Zur Beurteilung der Tauglichkeit muss gefragt werden:

- sind sie sicher? (im Sinne des Strahlenschutzes)
- sind sie genügend sicher?
- sind sie übertrieben sicher?
- sind sie anwendbar?

Ich meine, man kann ein gewisses Mass an übertriebener Sicherheit - wie im vorliegenden Fall - in Kauf nehmen, solange dadurch die beabsichtigte Tätigkeit, hier das Arbeiten mit offenen radioaktiven Stoffen, nicht ernstlich in Frage gestellt wird. Ein Vergleich der Tabelle 2 mit Tabelle 1 zeigt, dass abgesehen von grossflächigen Kontaminationen mit Alphastrahlern höherer spezifischer Aktivität innerhalb kontrollierter Zonen, die vorgeschlagenen Richtwerte gleich, oder ein bis zwei Grössenordnungen höher sind als diejenigen der Strahlenschutzordnung. Erfahrungen mit den letzteren in der Schweiz haben gezeigt, dass sie anwendbar und einzuhalten sind. Folglich kann dasselbe für den britischen Vorschlag vorausgesagt werden.

*) Tritiumverbindungen in fester Form

Literatur

(1) SSVO, Strahlenschutzverordnung vom 30. Juni 1976

(2) A.D. WRIXON, G.S. LINSLEY, K.C. BINNS and D.F. WHITE "Derived Limits of Surface Contamination", RNPB-DL 2 (November 1979)

(3) J.A.B. GIBSON and A.D. WRIXON, "Methods for the Calculation of Derived Working Limits for Surface Contamination by low Toxicity Radionuclides", Health Phys. 36, 311 (1979)

(4) IAEA Technichal Report Series No. 120 (1970)

(5) H.J. DUNSTER, "Maximum Permissible Levels of Skin Contamination", Harwell UKAEA, AHSB(RP)R28 (1962)

MESSUNG VON KONTAMINATIONEN

Vorsitzender: R. Maushart

Argumente für eine Meßwertanzeige in Becquerel pro cm^2 ($Bqcm^{-2}$) bei Kontaminationsmonitoren

R. Maushart
Laboratorium Prof. Dr. Berthold, Wildbach

Zusammenfassung:

Kontaminationsmonitore herkömmlicher Art zeigen den Meßwert in Impulsen pro Zeiteinheit (ipm oder ips bzw. min^{-1} oder s^{-1}) an. Die Strahlenschutzverordnung gibt dagegen Kontaminations-Grenzwerte in $Bqcm^{-2}$ vor. Aufzeichnungen und Angaben von Grenzwertüberschreitungen an Aufsichtsbehörden sind ebenso in gesetzlichen Einheiten, d.h. in $Bqcm^{-2}$, zu machen.

Wenn der Benutzer den Vorschriften genüge tun will, muß er umrechnen. Die Umrechnung, so sie überhaupt vorgenommen wird, hat ihre Tücken. Zwar schreibt DIN 44801 als gültige Norm für Kontaminationsmonitore dem Hersteller vor, das Oberflächenansprechvermögen - und somit den Kalibrierfaktor - seiner Geräte für bestimmte Radionuklide anzugeben. Wer jedoch in der Anwendung dieser Werte nicht geübt ist, tut sich, wenn es dann darauf ankommt, schwer. Irrtümer sind leicht möglich, die Umrechnung selbst zu einer späteren Kontrolle oft nur schwer nachzuvollziehen.

Die moderne Technik erlaubt heute ohne nennenswerten Mehraufwand für den Benutzer die unmittelbare Anzeige in den korrekten Einheiten. Dazu muß lediglich das betreffende Radionuklid, Leitnuklid oder Nuklidgruppe bekannt und in den Monitor eingegeben sein. Sowohl tragbare wie stationäre Kontaminationsmonitore dieser Art sind bereits am Markt.

Trotz der offensichtlichen Vorteile für den Benutzer bestehen jedoch Vorbehalte gegen die $Bqcm^{-2}$-Anzeige. Das am häufigsten geäußerte Gegenargument lautet, daß ein geübter Strahlenschutzfachmann in der Lage sei, zur Umrechnung der Zählrate in die Flächenkontamination die jeweiligen konkreten Umstände hinsichtlich Geometrie Strahlungsenergie etc. gebührend zu berücksichtigen und somit zu genaueren Ergebnissen zu kommen als der "vorprogrammierte" Monitor. Dies ist zwar richtig, geht aber an der Sache vorbei, weil

- heute in den weitaus häufigsten Fällen Kontaminationen von völlig ungübten Personen gemessen werden,
- solche oft "freihändigen" Entscheidungen des Strahlenschutzexperten später oft nicht mehr nachvollziehbar sind, während beim "vorprogrammierten" Gerät die Kalibrierbedingungen, für die seine Umrechnungswerte exakt gelten, genau bekannt sind,
- in der Mehrzahl der Fälle genauere bzw. abweichende Kalibrierungen gar nicht notwendig sind, aber im Einzelfall natürlich auch mit dem "vorprogrammierten" Monitor vom Fachmann jederzeit gemacht werden können.

Bestehende Monitore sowie einige konkrete Fallbeispiele werden im Vortrag vorgestellt.

Abstract:

Contamination Monitors of today allow an indication of measured values directly in $Bqcm^{-2}$ instead of the usual s^{-1}. The main advantages of this improvement are:

- the user doesn't need to perform calculations to arrive at values he could compare with permissible limits,
- the calibration factors for various nuclides are stored in the monitor and may be called up any time to verify later on the conditions of measurement.

Several possibilities to calibrate contamination monitors are discussed. The conclusion is drawn that calibration sources of 10 cm x 10 cm area leading to results always on the safe side, regardless of the detector area. Typical calibration factors for various radionuclides are given.

Warum Anzeige der Kontamination in $Bqcm^{-2}$?

Kontaminationsmessungen sind beim Umgang mit offenen Radionukliden ein unverzichtbares Instrument des vorbeugenden Strahlenschutzes. Kontaminationsmessungen sind deshalb in Deutschland und der Schweiz in Richtlinien und Verordnungen zwingend und im Detail vorgeschrieben (1, 2, 3). Da gleichzeitig Grenzwerte für die Kontamination genannt sind, deren Überschreiten Maßnahmen, Aufzeichnungen und schließlich Meldungen auslöst, besteht die primäre Meßaufgabe darin, quantitative Aussagen über die Höhe der Kontamination im Vergleich mit den Grenzwerten zu gewinnen.

Die Grenzwerte sind - auch für Haut (4, 5) - als flächenspezifische Aktivität, also in $Bqcm^{-2}$ bzw., soweit noch die alten Einheiten Verwendung finden, in $\mu Ci/cm^2$ angegeben. Daraus leitet sich die Forderung ab, daß auch die Meßergebnisse eines Kontaminationsmonitors in diesen Einheiten darstellbar sein müssen.

Notwendige Voraussetzung hierzu ist die Verrechnung der Rohdaten "Impulsrate" in s^{-1} anhand einer vorausgegangenen Kalibrierung des Monitors. (Tafel 1).

Dies kann auf zweierlei Weise geschehen. Entweder der Benutzer des Monitors rechnet - nach der Messung - vom Monitor gelieferte Rohdaten selbst um (Tafel 2). Oder die Umrechnung erfolgt im Monitor, dem - vor der Messung - die Kalibrierdaten eingegeben werden (Tafel 3). Im ersten Falle erfolgt die Monitoranzeige, wie bisher üblich, in s^{-1}, im zweiten Falle, wie bei kürzlich neu vorgestellten Geräten der Fall, in $Bqcm^{-2}$.

Man sollte vor allem bedenken, daß Kontaminationsmessungen vor allem im Bereich der Forschung und der Medizin von Personal durchgeführt werden müssen, das den Strahlenschutz nicht hauptberuflich betreibt und das eigentlich ganz andere Aufgaben hat. Deshalb sollte es im Interesse des Strahlenschutzes selbstverständlich sein, dem Personal seine Aufgabe so weit wie überhaupt möglich zu erleichtern und zu vereinfachen.

Eine Anzeige des Kontaminationsmonitors in $Bqcm^{-2}$ ist dazu ein entscheidender Schritt.

Annahmen über das kontaminierende Radionuklid

Ein wesentlicher Einflußfaktor bei der Kalibrierung ist das Ansprechvermögen des Detektors für die einzelnen Radionuklide. Zwei "Idealfälle" sind allerdings denkbar, die den Einfluß unterschiedlicher Radionuklide auf die Kalibrierung ausschalten. Wo nur ein bestimmtes Radionuklid verwendet wird, können die Kalibrierdaten ein für allemal festgelegt werden. Und wenn es einen Detektor gäbe, dessen Ansprechwahrscheinlichkeit - ähnlich wie bei einem Dosisleistungsmeßgerät - für alle infrage kommenden Radionuklide innerhalb vertretbarer Fehlergrenzen gleich wäre, könnte ebenfalls immer der gleiche Kalibrierdatensatz angewandt werden. Im Regelfall ist jedoch mit unterschiedlichen Radionukliden und mit unterschiedlicher Ansprechwahrscheinlichkeit zu rechnen, besonders wenn, wie in der Medizin, reine Gamma- oder K-Strahler verwendet werden.

Monitore mit $Bqcm^{-2}$-Anzeige müssen daher eine Eingabemöglichkeit für das Radionuklid besitzen und die zugehörigen Kalibrierwerte gespeichert haben, - für Mikroprozessorgeräte kein Problem. Die Eingabe kann sozusagen per Hardware über

Nuklid-zugeordnete Tasten (Abb. 1) oder per Software über Keyboard (Abb. 2), z. B. durch Anwahl der Massenzahl (137 für Cs-137) erfolgen.

Abb. 1
Eingabe des Radionuklids über nuklid-zugeordnete Vorwahltasten

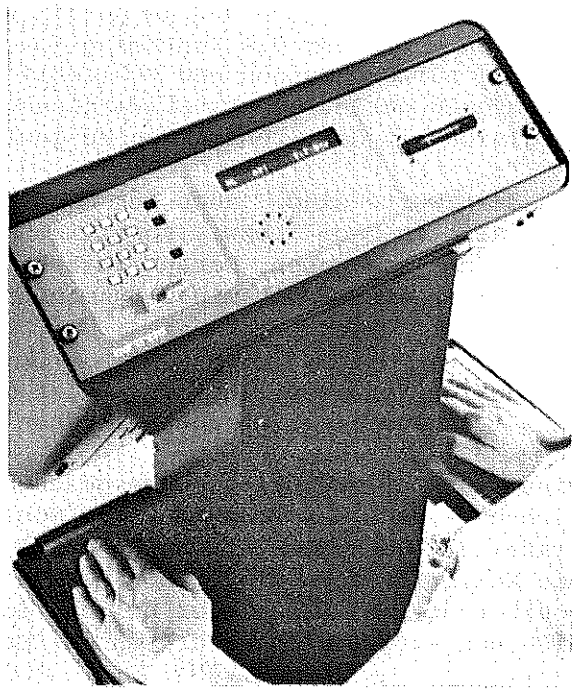


Abb. 2
Eingabe des Radionuklids über Zifferntastatur anhand der Massenzahl

Für die Bewertung der automatischen $Bqcm^{-2}$-Anzeige ist es nützlich sich klarzumachen, daß die Entscheidung, welches Nuklid vorliegt, auch bei der nachträglichen Umrechnung einer s-1-Anzeige in Aktivitätseinheiten getroffen werden muß. Der Unterschied ist lediglich, daß diese Entscheidung einmal nach, das anderemal vor der Messung getroffen wird (siehe das Schema der Tafel 2 und 3).

Bei einem Monitor mit Mikroprozessor ist es auch möglich, den jeweiligen Meßwert zu speichern und nachträglich die $Bqcm^{-2}$-Werte für unterschiedliche Radionuklide "abzufragen". Auch die Umrechnung "von Hand" läßt sich bei Bedarf natürlich immer machen, so daß man auf keinen Fall schlechter gestellt ist als bei einer s^{-1}-Anzeige.

Abb. 3 gibt für zwei gängige Detektortypen das Oberflächenansprechvermögen für einige wichtige Radionuklide. Die Spanne zwischen J-125 und dem "Doppelnuklid" Sr-90/Y-90 beträgt bei Xenon-Zählrohren doch immerhin den Faktor 10.

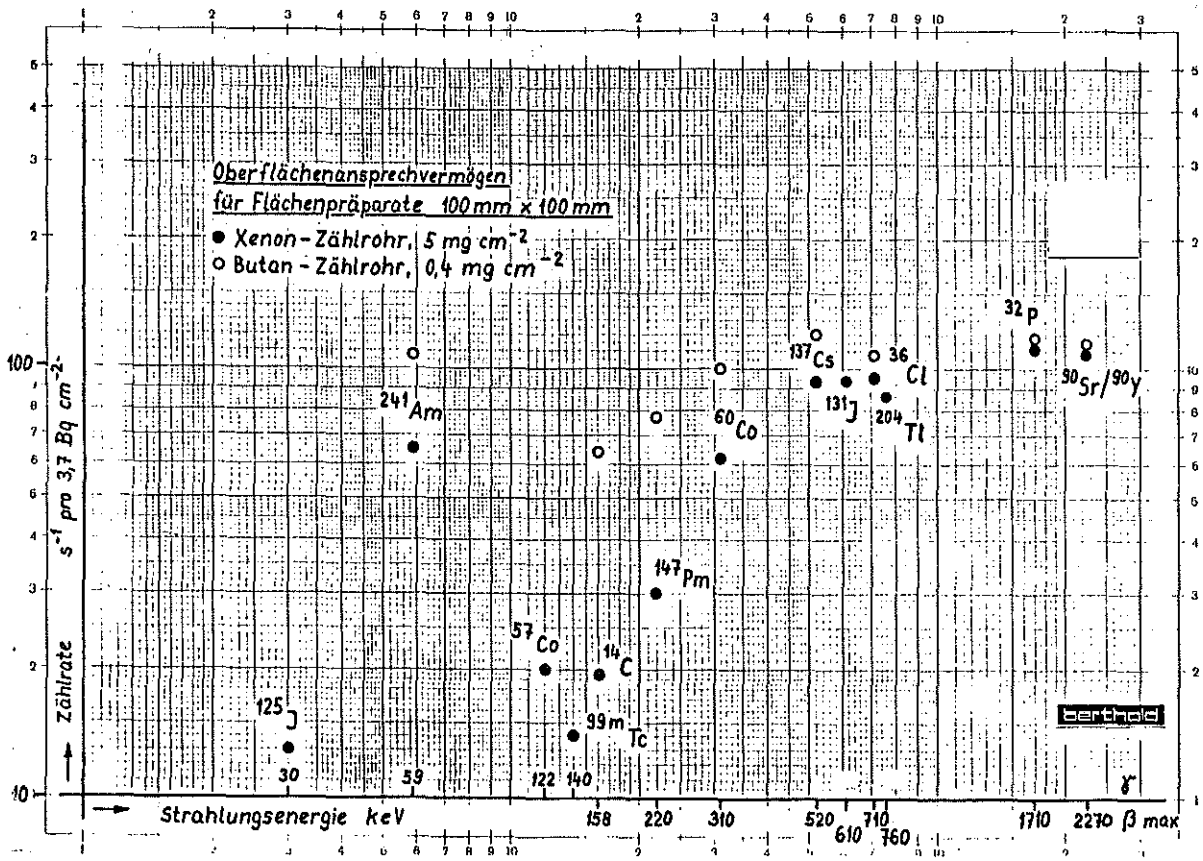


Abb. 3

Es lohnt sich daher für den Benutzer durchaus, seine Nuklide zu kennen und richtig einzugeben. Andernfalls müßte immer das jeweils ungünstigste Nuklid zum Ansatz kommen.

Abb. 3 zeigt aber auch, daß man - bei Tolerierung von Kalibrierfehlern bis ca. 10 % - verschiedene Gruppen von Radionukliden zusammenfassen kann. Damit wird die Anzahl der benötigten Kalibrierfaktoren reduziert.

Für die 100-cm²-Xenonsonde BZ 100 könnte diese Gruppenbildung etwa aussehen wie in Tabelle 1 dargestellt. Die auftretenden Fehler liegen sicher weit innerhalb der Fehlergrenzen bei der Kalibrierung selbst. Sie zeigen daher nur die Tatsache an, daß sie vernachlässigbar sind.

Nuklid	Kalibrierfaktor $Bqcm^{-2}$ s	Mittelwert der Gruppe	Max. Fehler
^{125}J	0,285	0,275	± 4 %
^{99m}Tc	0,265		
^{14}C	0,195	0,190	± 3 %
^{57}Co	0,185		
^{131}J	0,038	0,040	± 7 %
^{137}Cs	0,040		
^{204}Tl	0,043		
^{36}Cl	0,039		
^{32}P	0,026	0,027	± 3 %
$^{90}Sr/^{90}Y$	0,028 *)		

*) bezogen auf die Gesamtaktivität des "Doppelnuklids" $^{90}Sr/^{90}Y$

Tab. 1 Gruppenbildung von Kalibrierfaktoren, Sonde BZ 100 (Fensterfläche 110 mm x 110 mm, mit Abdeckung durch Schutzgitter 100 cm², Foliendicke 5 mg cm^{-2}, Xenon-Füllung)

Wie soll der Kalibrierstandard aussehen?

Die ideale Kalibrierung müßte mit einer Flächenverteilung des Kalibrierstandards gemacht werden, die genau der Flächenverteilung einer später auszumessenden Kontamination entspricht. Da diese aber in der Regel unbekannt ist, muß man sich auf eine vernünftige, standardisierte Kalibriermethode einigen. Um die Extremfälle einzugrenzen, sind dabei die punktförmige Kontamination und die Kontamination mit gleichförmiger Flächenverteilung zu betrachten.

Sowohl die deutsche, wie die schweizerische Strahlenschutzverordnung lassen bei der Bestimmung der Grenzwerte eine Mitteilung über 100 cm^2 zu. Wenn dieses "Zugeständnis" voll ausgeschöpft werden soll, sind Detektoren mit Fensterfläche gleich oder größer 100 cm^2 erforderlich*).

*) Genauer gesagt, Detektoren, die für eine Fläche von 100 cm^2 eine praktisch gleichmäßige Ansprechwahrscheinlichkeit aufweisen.

Die Kalibrierung erfolgt, aus den gleichen Gründen, mit einer Flächenquelle. Dabei gibt es zwei prinzipielle Möglichkeiten:

- Die Fläche der Quelle beträgt 100 cm^2, unabhängig von der Fensterfläche des Detektors;
- die Fläche der Quelle wird genauso groß gewählt, wie das jeweilige Detektorfenster.

Der erstgenannten Lösung, nämlich der Verwendung eines Kalibrierstandards von 10 cm x 10 cm unabhängig von der Detektorgröße, wird dabei zunehmend der Vorzug gegeben, so auch im Entwurf von DIN 44801 (6).

Die Unterschiede beider Verfahren sind in den Tafeln 4 und 5 zusammengestellt. Alle tatsächlich vorkommenden Flächenverteilungen der Kontamination liegen zwischen den dort angesetzten Extremwerten.

Wie sich zeigt, ist es für Detektoren $\leq$ 100 cm^2 Fläche ohne Belang, ob das Kalibrierpräparat 100 cm^2 hat oder flächengleich mit dem Detektorfenster ist*). Für Detektoren $>$ 100 cm^2 Fläche wird beim 100-cm^2-Präparat der Meßwert bei flächiger Kontamination zu groß, beim flächengleichen Präparat der Meßwert für punktförmige Kontaminationen zu klein.

Man liegt mit dem 10 cm x 10 cm-Standard also in jedem Fall auf der sicheren Seite. Dazu kommt der praktische Vorzug, nur einen Standard zu benötigen und nicht viele mit unterschiedlichen Flächenabmessungen.

Die Festlegung einer solcher, standardisierten Kalibriermethode hat den Vorteil, daß - zusammen mit der Radionuklidangabe - in jedem Fall zweifelsfrei und jederzeit nachvollziehbar festliegt, wie der in $Bqcm^{-2}$ angegebene Meßwert zustande kam.

Eine spätere eventuelle Korrektur des Meßergebnisses, aufgrund genauer bekannter Kontaminationsverteilung, durch einen versierten Strahlenschutzpraktiker wird dadurch ja nicht ausgeschlossen, sie wird im Gegenteil erleichtert.

Das "nebenberufliche" Strahlenschutzpersonal erhält jedoch eine klare Angabe. Dazu kommt, daß bei der $Bqcm^{-2}$-Anzeige die Alarmschwelle auf den vorgeschriebenen Wert gestellt werden kann, z.B. 3,7 $Bqcm^{-2}$, und dort bleibt, völlig unabhängig davon, welches Radionuklid vorgewählt wird.

---

*) Vorausgesetzt allerdings, daß die Form des Präparates so gewählt wird, daß die ganze Detektorfläche abgedeckt ist.

Zusammenfassung

Zusammenfassend werden nochmals die Vorteile einer Anzeige in $Bqcm^{-2}$ bei Kontaminationsmonitoren genannt:

- Die Anzeige ist auch für den ungeübten Benutzer aussagekräftig.
- Die Anzeige erlaubt den unmittelbaren Vergleich mit Grenzwerten.
- Die Schwellwerteinstellung am Monitor ist eindeutig und unabhängig vom eingegebenen Radionuklid.
- Die festeingegebenen Kalibrierfaktoren sind bekannt und jederzeit verifizierbar, im Gegensatz zu möglicherweise "freihändig" angesetzen Faktoren bei einer nachträglichen Umrechnung von s^{-1} in $Bqcm^{-2}$.
- Zumindest bei stationären Monitoren kann das vorgewählte Nuklid bzw. der für die Verrechnung jeweils gültige Kalibrierfaktor zusammen mit dem Meßwert dokumentiert werden.
- Regelmäßige Überprüfungen des Monitors mit Flächenquellen bekannter Aktivität sind denkbar einfach, Abweichungen vom Sollwert direkt sichtbar.

Geräte mit Anzeige in $Bqcm^{-2}$ sind heute sowohl in der Ausführung als tragbarer Monitor, als Hand-Fuß-Kleidermonitor sowie als Ganzkörper-Kontaminationsmonitor auf dem Markt.

L I T E R A T U R

1. Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen vom 13.10.1976 (StrlSchVo), BGBl I S. 2905, § 64

2. Richtlinie für den Strahlenschutz bei Verwendung radioaktiver Stoffe und beim Betrieb von Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen und Bestrahlungseinrichtungen mit radioaktiven Quellen in der Medizin (Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin) vom 18.10.1979, GMBL Nr. 31 (1979), Abschnitt 6.1.3.

3. Schweizerische Verordnung über den Strahlenschutz vom 30.06.1976, herausgegeben von der Bundeskanzlei, Artikel 47 und 74.

4. Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin, Abschnitt 6.1.3 (2).

5. Schweizerische Verordnung über den Strahlenschutz, Anhang 6.

6. Oberflächen-Kontaminationsmeßgeräte und Monitoren für Alpha-, Beta- und Gammastrahlung, DIN 44801, Teil 1, Entwurf März 1982.

Tafel 1

Kalibrierung von Kontaminationsmonitoren

E i n f l u ß f a k t o r e n

1. Art des Radionuklids

- Zerfallsschema des Nuklids = Art, Energie und Häufigkeit der emittierten Strahlung.
- Ansprechvermögen des Detektors auf die verschiedenen Strahlenarten und -energien.

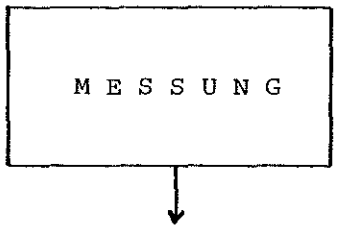
2. Flächengeometrie des Kalibrierstandards

- Verhältnis Fensterfläche des Detektors zur Fläche des Kalibrierstandards.

Tafel 2

Kontaminationsmessung

Auswertung des Meßergebnisses durch den Benutzer



Ergebnis:

Meßwert in s^{-1}

Keine Aussage über Grenzwertüberschreitung.

Keine Aussage über flächenspezifische Aktivität.

Weitere Schritte des Benutzers:

1. Annahme über das kontaminierende Radionuklid.
2. Ablesen des zugehörigen Kalibrierfaktors aus Tabelle.
3. Durchführen der Rechnung: (Meßwert-NE) x (Kalibrierfaktor).
4. Ergebnis:

   Meßwert in $Bqcm^{-2}$

5. Vergleich des Meßwerts mit dem Grenzwert.
6. Entscheidung, ob Grenzwert überschritten.

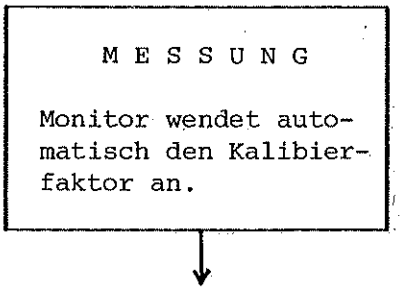
Tafel 3

Kontaminationsmessung

Meßwertverarbeitung durch den Monitor

Vorgehende Schritte des Benutzers

1. Annahme über das kontaminierende Radionuklid.
2. Eingabe in den Monitor.



Ergebnis:

a) Meßwert in $Bqcm^{-2}$

b) Entscheidung, ob Grenzwert überschritten

Tafel 4

Einfluß der Kontaminationsverteilung auf die Anzeige in $Bqcm^{-2}$

Kalibrierung mit einer Flächenquelle 10 cm x 10 cm von A $Bqcm^{-2}$			
Detektorfläche f x 100 cm^2	$f < 1$	$f = 1$	$f > 1$
Anzeige für			
Flächenkontamination, ausgedehnt, A $Bqcm^{-2}$	A $Bqcm^{-2}$	A $Bqcm^{-2}$	f x A $Bqcm^{-2}$
Punktkontamination 1 Punkt mit 100 x A Bq	$\sim$ 1/f x A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ A $Bqcm^{-2}$
Alle 100 cm^2 1 Punkt mit 100 x A Bq	$\sim$ 1/f x A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ f x A $Bqcm^{-2}$

Anzeige ist in jedem Fall $\geq$ A $Bqcm^{-2}$, also auf der sicheren Seite.

Tafel 5

Einfluß der Kontaminationsverteilung auf die Anzeige in Bqm^{-2}

Kalibrierung mit einer Flächenquelle f x 100 cm^2 von A $Bqcm^{-2}$			
Detektorfläche f x 100 cm^2	$f < 1$	$f = 1$	$f > 1$
Anzeige für			
Flächenkontamination, ausgedehnt, A $Bqcm^{-2}$	A $Bqcm^{-2}$	A $Bqcm^{-2}$	A $Bqcm^{-2}$
Punktkontamination 1 Punkt mit 100 x A Bq	$\sim$ 1/f x A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ 1/f x A $Bqcm^{-2}$
Alle 100 cm^2 1 Punkt mit 100 x A Bq	$\sim$ 1/f x A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ A $Bqcm^{-2}$	$\sim$ A $Bqcm^{-2}$

Anzeige ist für Zählrohre $>$ 100 cm^2 für Punktkontamination zu klein!

Probleme bei der Ausmessung kontaminierter Anlagenteile

G. Köhler, J. Schartz
Kraftanlagen AG Heidelberg

und

H. Schüler
KfK Karlsruhe

Zusammenfassung:

Demontierte Anlagenteile aus kerntechnischen Anlagen stellen ein beträchtliches Vermögen dar; auch aus volkswirtschaftlicher Sicht erscheint die Verwertung dieser Stoffe geboten, wie es auch § 9 AtG und § 5 BImSchG vorschreiben. Die demontierten Anlagenteile sollten nicht als radioaktiver Abfall beseitigt, sondern schadlos verwertet werden. Die schadlose Verwertung ist ein "Umgang mit radioaktiven Stoffen" gemäß § 1 StrlSchV. Die erfolgreiche Dekontamination ist eine notwendige Voraussetzung, um mit den Teilen genehmigungs- bzw. anzeigefrei umgehen zu können (§ 4 StrlSchV).

In der Vergangenheit traten erhebliche Schwierigkeiten bei der Reproduzierbarkeit von Dosisleistungs- und Kontaminationsmessungen auf. Diese Abweichungen treten zum größten Teil durch unterschiedliche Vorgehensweise bei Durchführung der Messungen und durch das Verwenden ungeeigneter bzw. verschiedener Meßgeräte auf. Zur Verringerung dieser Probleme wird eine Vereinheitlichung der Messungen vorgeschlagen. Dazu wurde eine Meßvorschrift erarbeitet.

Es wird auf das Problem des Nachweises der gesetzlich vorgegebenen Grenzwerte der Oberflächenkontamination für Freigabemessungen eingegangen. Die bisher durchgeführten Arbeiten werden beschrieben. Anhand von konkreten Beispielen werden die in der Vergangenheit aufgetretenen meßtechnischen Probleme aufgezeigt. Die aufgetretenen Schwierigkeiten und etwaige Lösungsvorschläge werden zur Diskussion gestellt.

I Reproduzierbarkeit von Messungen

In der Vergangenheit traten erhebliche Schwierigkeiten bei der Reproduzierbarkeit von Dosisleistungs- und Kontaminationsmessungen an kontaminierten Anlagenteilen auf. Diese Abweichungen werden hauptsächlich durch unterschiedliche Vorgehensweise bei der Durchführung der Messungen und durch das Verwenden verschiedenartiger Messgeräte verursacht.
Zur Beseitigung dieses Problems wird eine Vereinheitlichung der Durchführung von Dosisleistungs- und Kontaminationsmessungen vorgeschlagen.
Dazu wurde eine Messvorschrift erarbeitet.

I.1 Durchführung von Dosisleistungsmessungen

In Tabelle 1 sind zwei zufällig ausgewählte Messreihen eines zur Dekontamination angelieferten Anlagenteils dargestellt. Es treten Abweichungen bis zu einem Faktor 25 auf, obwohl durch die jeweilige Angabe des Messpunktes sichergestellt sein sollte, daß die Messungen an der gleichen Stelle durchgeführt wurden. Der Durchschnittswert der ersten Messreihe, die vom Anlieferer des zur Weiterverarbeitung bestimmten Teils durchgeführt wurde, beträgt ca. 11.3 µSv/h. Dagegen ergab sich bei der Eingangsmessung des Weiterverarbeiters (Dekontaminationsbetrieb) ein Durchschnittswert von ca. 82.7 µSv/h.
Für die Durchführung von Dosisleistungsmessungen werden nur eichfähige Messgeräte verwendet.
Von daher sind die auftretenden Abweichungen der beiden aufgeführten Messreihen nicht zu erklären.

Tabelle 1: Maximale Dosisleistung in 10 cm Abstand

Ausgangsmessung Anlieferer µSv/h	Eingangsmessung Weiterverarbeiter µSv/h
14	100
2	10
17	200
10	10
25	60
12	300
4	20
2,5	20
15	80
8	30
15	80
Ø 11,3	Ø 82,7

Der Hauptgrund für die beobachteten hohen Abweichungen bei der Durchführung von Dosisleistungsmessungen dürfte in der verschiedenartigen Handhabung der Messgeräte liegen. Die kritische Größe ist dabei der Abstand Messoberfläche - Dosisleistungsmessgerät. Durch die $1/r^2$ Abhängigkeit der Dosisleistung führen bereits geringfügige Variationen im Abstand Messoberfläche - Messgerät zu einem hohen Fehler. Eine Variation des Abstandes von $\pm$ 5 cm ergibt fast eine Abweichung von einer Größenordnung in den gemessenen Dosisleistungen. der zugrunde gelegte Abstand von 10 cm ist als Abstand Oberfläche Messobjekt - Mitte Messvolumen des Detektors zu verstehen. Bei allen Messungen, die in Tabelle 1 aufgeführt sind, wird von einem Abstand zwischen der Messoberfläche und der Mitte des Messvolumens von 10 cm ausgegangen.

Allgemein sollten aus der Sicht der Autoren bei der Durchführung von Dosisleistungsmessungen folgende Punkte beachtet werden:

- verwendetes Messgerät angeben
- Messungen in 10 cm und 1 m Abstand durchführen
- Einhaltung des Abstandes Oberfläche Messobjekt - Mitte Messvolumen des Detektors beachten
- nur Maximalwerte der gemessenen Dosisleistung protokollieren.

I.2 Durchführung von Kontaminationsmessungen

In Tabelle 2 sind für das gleiche Anlagenteil die vom Anlieferer und vom Weiterverarbeiter gemessenen Werte der Gesamtoberflächenkontamination dargestellt. In beiden Fällen wurden mit tragbaren Kontaminationsmessgeräten Direktmessungen durchgeführt. Im allgemeinen sind die Abweichungen von Kontaminationsmessungen geringer als bei Dosisleistungsmessungen. Die maximale Abweichung der beiden Messreihen beträgt ca. einen Faktor 5. Der Durchschnittswert der Messreihe des Anlieferers liegt bei ca. 31 Bq/cm^2, der des Weiterverarbeiters bei ca. 68 Bq/cm^2.

Tabelle 2: Gesamtoberflächenkontamination

Ausgangsmessung Anlieferer Bq/cm^2	Eingangsmessung Weiterverarbeiter Bq/cm^2
30	100
10	50
20	50
70	100
70	100
25	100
5	15
20	30
ø 31,3	ø 68,1

Bei der Durchführung von Kontaminationsmessungen sollten folgende Punkte beachtet werden:

- verwendetes Messgerät angeben
- Nulleffekt bestimmen
- Nachweisgrenze des Messgerätes und Bezugnuklid zur Bestimmung der Nachweisgrenze angeben
- Die Nachweisgrenze sollte kleiner als die Hälfte des zu erreichenden Messziels sein.

Bei der eigentlichen Messung ist die Gesamtoberfläche langsam mit der Meßsonde abzutasten. Dabei ist der Abstand so gering wie möglich zu halten (Vorsicht, Kontaminationsgefahr!). Eventuell vorhandene Stellen mit erhöhter Oberflächenkontamination sind zu kennzeichnen. Nach dem Abtasten der Gesamtoberfläche sind an repräsentativen Stellen ca. 4 Messungen je m^2 durchzuführen. Die Messzeit sollte pro Messung mindestens 10 sec. betragen. Die maximale Oberflächenkontamination ist zu protokollieren.
Aus geometrischen Gründen nicht erfassbare Teile der Oberfläche sind zu kennzeichnen und im Messprotokoll als nur mit indirekten Messmethoden (z. B. Wischtestmessung) ausmessbare Teile anzugeben.

Im Anhang ist das zur Durchführung von Dosisleistungs- und Kontaminationsmessungen verwendete Messprotokoll dargestellt. Zukünftig wird dieses Messprotokoll Bestandteil der Angebotserstellung bei KAH und ist vom Auftraggeber (Anlieferer) auszufüllen. Vor Beginn und nach Ende der Dekontaminationsarbeiten werden vom Weiterverarbeiter Messungen durchgeführt und diese ebenfalls in ein Messprotokoll eingetragen.
Zur Durchführung von Freigabemessungen (Gesamtoberflächenkontamination < 0.37 Bq/cm^2 für ß- und γ-Strahlung) ist das Messprotokoll vom Strahlenschutzbeauftragten (SSB) zu prüfen und zu unterzeichnen.

II Ausmessung nicht trivialer Geometrien

Abgesehen von dem Problem der Nichtreproduzierbarkeit, entstehen erhebliche Schwierigkeiten bei der Ausmessung von Teilen mit nichttrivialer Geometrie. Ein einfaches, schmales U-Profil ist mit handelsüblichen Kontaminationsmessgeräten kaum ausmessbar. Zur Zeit besteht hier nur die Möglichkeit, mittels indirekter Messmethoden (z. B. Wischtest) die abwischbare Kontamination zu ermitteln. In wieweit solche indirekten Messmethoden zur Durchführung von Freigabemessungen im Hinblick auf eine spätere schadlose Verwertung anerkannt werden, ist völlig ungeklärt.

Ein weiteres, nicht bewältigtes Problem ist die Kontaminationsmessung an der Innenwand von dünnen Rohrleitungen. Infolge der Umrüstaktionen in deutschen Siedewasserreaktoren stehen große Mengen solcher Rohre zur Verarbeitung an (z. B. Wäremtauscherrohre). Für die Ausmessung von Rohrleitungen mit einer Nennweite $<$ 100 sind den Autoren zur Zeit keine Innensonden mit ausreichender Nachweisempfindlichkeit bekannt, die es ermöglichen, an der Innenseite Freigabemessungen durchzuführen.

Eventuell besteht die Möglichkeit, bei entsprechenden Wandstärken der Rohrleitungen, Kontaminationen, die sich an der Innenseite der Wandung befinden, durch γ-Außenmessungen nachzuweisen.

Für die Ausmessung dünner Rohrleitungen ist vom Zeitaufwand her - und damit von den anfallenden Kosten - ein manuelles Messverfahren nicht vertretbar. Die Entwicklung eines halbautomatischen/automatischen Messplatzes erscheint daher dringend notwendig. Dieser zu entwickelnde Messplatz sollte sowohl eine Außen- als auch eine Innenmessung der Rohre durchführen können.

Der Messplatz sollte zur Durchführung von Freigabemessungen (Gesamtkontamination $<$ 0.37 Bq/cm^2) eingesetzt werden können.

Als ein weiteres Beispiel für Teile, die mit handelsüblichen Meßsonden nicht ausgemessen werden können, sei hier der Läufer einer Hauptkühlmittelpumpe eines DWR angegeben. Hier ergab sich das Problem, nach erfolgter Dekontamination, die Oberflächenkontamination der Gesamtoberfläche festzustellen. Über die Oberfläche des Läufers verteilt befanden sich Lüftungsschlitze mit einer Breite von ca. 8 mm. Diese Schlitze haben eine Länge von ca. 500 mm. Die innere Oberfläche ist mit handelsüblichen Messgeräten nicht ausmessbar. Für solche Messprobleme wäre die Entwicklung eines Flachzählers wünschenswert.
Es bleibt zu hoffen, daß die Arbeiten zur Bewältigung der aufgezeigten Messprobleme in Zukunft zügig vorangetrieben werden.

Meßprotokoll

Art des Abfalls: .....
Herkunft/Numerik: .....
Material: .....
Masse: .....
Oberfläche: ..... m^2

I. Dosisleistungsmessung

Verwendetes Meßgerät: .....

	10 cm	100 cm
Maximale Dosisleistung	.....µSv/h	.....µSv/h

II. Kontaminationsmessung

	II/1 Direktmessung	II/2 Wischtest
Meßgerät	.....	.....
Nachweisgrenze	.....Bq/cm²	.....Bq/cm²
Max. Oberflächenkontamination	.....Bq/cm²	.....Bq/cm²

III. Nuklidspezifische Aktivitätsbestimmung

Probeentnahmeverfahren: .....
Verwendetes Auswertegerät: .....
Prozentuale Nuklidverteilung: .....
.....
Bemerkungen: .....
.....

Messungen durchgeführt:	I.	II/1.	II/2	III.
SSB:				

Nachweis von radioaktiven Kontaminationen beruflich strahlenexponierter Personen mit Filmdosimetern

J. David
GSF München

Zusammenfassung:

Die Auswertungsstelle für Strahlendosimeter der GSF ist als Meßstelle nach § 63 Abs. 3 Satz 1 StrlSchV verpflichtet feststellbare radioaktive Kontaminationen beruflich strahlenexponierter Personen neben Überschreitungen von Personendosisgrenzwerten an die zuständigen Aufsichtsbehörden zu melden.

Solche Kontaminationen können mit dem amtlichen Filmdosimeter erkannt werden, wenn das getragene Filmdosimeter auch kontaminiert wurde. Die dadurch auf dem Dosismeßfilm entstehende autoradiographische Abbildung der auf der Oberfläche des Dosimeters befindlichen radioaktiven Stoffe ergibt ein Schwärzungsbild, das von der Art, der Verteilung und der Aktivität des kontaminierenden radioaktiven Isotops und der Einwirkungszeit abhängig ist.

Es wird anhand von Beispielen gezeigt, wie sich Kontaminationen auf dem Dosismeßfilm darstellen, welche Probleme beim Erkennen dieser Anzeige auftreten und was für weitergehende Angaben über die Kontamination gemacht werden können.

Aussagen über die Art und die Aktivität des kontaminierenden radioaktiven Isotops sind nur sehr schwer zu machen, trotzdem wird versucht die Empfindlichkeit der Methode zu definieren.

Schließlich werden die Meßergebnisse der Meßstelle, die monatlich 60 000 Filmdosimeter bearbeitet, auf Kontaminationen hin durchgesehen und nach den verschiedensten Gesichtspunkten, wie Angaben über die verwendeten radioaktiven Isotope, Beschreibung des Arbeitsplatzes, Art des Arbeitgebers und Angaben über die überwachte Person statistisch ausgewertet.

Abstract:

The Personal Monitoring Office of GSF, being the measuring office in accordance with § 63 (3) sentence 1 of the Radiation Protection Ordinance (StrlSchV) and § 40 (2) sentence 4 of the X-Ray Ordinance (RöV) has to inform the responsible authorities about noticeable radioactive contamination of radiation workers as well as the exceedings of individual dose levels.

Contamination can be detected by the official film-dosemeters, when the dosemeter used is contaminated. The auto-radiogramm produced on the detector-film by the radioactive substances on the surface of the dosemeter shows a density pattern dependant on the type, the distribution and the activity of the contaminating radioactive isotope and the acting time.
Examples of contaminations on the detector-film are shown. Problems occur with the identification and the kind of additional informations about the contaminations.

It is difficult to make quantitative statements on the type and the activity of the contaminating radioactive isotopes. Nevertheless an attempt is made to define the sensitivity of the method.

The results of the measuring office, which handles 60 000 film-dosemeters monthly, are checked for contaminations and are analyzed statistically under different aspects such as informations about radioactive isotopes used, description of the working place, the field of employment and other additional informations.

Die Auswertungsstelle für Strahlendosimeter der GSF ist als Meßstelle nach § 63 der Strahlenschutzverordnung verpflichtet feststellbare radioaktive Kontaminationen beruflich strahlenexponierter Personen neben Überschreitungen von Personendosisgrenzwerten an die zuständige Aufsichtsbehörde zu melden, insbesondere wenn Kontaminationen bei Verwendung umschlossener radioaktiver Stoffe, wie Ra-226, vorkommen sollten.

Wie können Kontaminationen der überwachten Personen mit dem amtlichen Personendosimeter festgestellt werden. Glücklicherweise ist das Filmdosimeter als amtliches Personendosimeter in der Lage Kontaminationen direkt anzuzeigen.

Voraussetzung ist natürlich, daß das Dosimeter selbst kontaminiert wurde. Die dadurch auf dem Dosismeßfilm entstehende autoradiographische Abbildung der auf der Oberfläche des Dosimeters befindlichen radioaktiven Stoffe, ergibt ein Schwärzungsbild, das zum Nachweis der radioaktiven Kontamination dient.

Wie sieht nun so eine Kontamination auf einem Dosismeßfilm aus. Dazu soll zuerst das Schwärzungsbild nicht kontaminierter, aber exponierter Dosismeßfilme gezeigt werden. Wie in Abb. 1 zu sehen ist, ist in jeder Filmpackung ein hoch- und ein wenigempfindlicher Röntgenfilm als Detektor enthalten. Hier wurden die einzelnen Dosismeßfilme mit Strahlen verschiedener Energien und Dosen belichtet.

Zum Vergleich sind in Abb. 2 die Schwärzungsbilder radioaktiv kontaminierter Dosismeßfilme gezeigt. Neben einer diffusen externen Strahlung erkennt man deutlich die Stellen, wo eine Kontamination vorlag. Natürlich kommen auch Kontaminationen ohne externe Exposition vor (Abb. 3).

Man sieht an diesen Beispielen deutlich, ob man eine starke oder schwache Kontamination des Meßfilmes hatte, und man erkennt die Verteilung des radioaktiven Stoffes auf dem Dosimeter. Zu sehen ist auch, ob der Dosismeßfilm direkt oder die Kassette kontaminiert war (Abb. 4). Lag eine Kontamination der Kassette vor, kann dies bei einem langlebigen Isotop zu einer erneuten Abbildung auf dem in der nächsten Überwachungsperiode verwendeten Meßfilm führen, was aber keiner erneuten Kontamination der Person entspricht. Die Meßstelle erkennt solche Fälle, da die Schwärzungbilder der zeitlich nacheinander verwendeten Dosismeßfilme gleich sind. Aus der Abnahme der Schwärzung von Dosismeßfilm zu Dosismeßfilm kann auf die Halbwertszeit und damit auf die Art des Isotops geschlossen werden.

Es können natürlich auch Probleme bei der Identifizierung von Kontaminationen auftreten, wenn das Dosimeter z.B. so stark kontaminiert war, daß der Meßfilm völlig geschwärzt ist. Ein anderer Fall ist, wenn eine starke Kontamination mit einem längerlebigen radiaktiven Isotop auf einem Dosismeßfilm einen benachbarten, während der Lagerung oder beim Postversand direkt anliegenden, ursprünglich nicht kontaminierten Film schwärzt. Mit einer Kontamination des Überwachten hat dies nichts zu tun. Solche Fälle sind aber leicht zu eliminieren, da die Schwärzungsbilder benachbarter Filme bis auf geringere Schwärzungen identisch sind (Abb. 5).

Erfahrung im Bewerten von Kontaminationen ist notwendig, wenn Schwärzungsbilder auftreten, wie sie in Abb. 6 gezeigt werden. Diese Fälle sind natürlich Extremfälle, sie sollen nur die Probleme des Lichteinfalls oder der Fingerabdrücke verdeutlichen. Lichteinfall ist auch bei kleinen, oft mutwillig mit einer Nadel erzeugtem Loch in der Filmverpackung, durch die strahlenförmige Ausbildung des Schwärzungsbildes zu erkennen. Fingerabdrücke, die bei der Verarbeitung der Filme in der Dunkelkammer entstehen, können manchmal zu Fehlinterpretationen führen, treten aber eigenartigerweise nur bei manchen Mitarbeitern der Auswertungstelle auf. Das Bild einer elektrischen Entladung, das beim Öffnen der Dosismeßfilme entsteht, ist leicht zu identifizieren.

Die gezeigten Probleme vorgetäuschter oder nicht echter Kontaminationen sind klein gegenüber Problemen bei der Bewertung festgestellter Kontaminationen des Dosismeßfilmes. Ein kontaminierter Dosismeßfilm muß nicht unbedingt ein Beweis für die Kontamination der überwachten Person oder seiner Umgebung sein. Man sollte jedoch meinen, wenn schon die kleine Fläche des Personendosimeters Kontaminationen zeigt, daß dann in den meisten Fällen auch die Person und seine Umgebung kontaminiert war. Andererseits muß nicht immer das Personendosimeter positiv anzeigen, wenn der Überwachte oder seine Umgebung kontaminiert war.

Ist man sich sicher, daß der Träger des Dosimeters kontaminiert war, stellt sich meistens weiter die Frage nach Art und Aktivität des Elements, das die Kontamination verursacht hat. Bis auf den oben geschilderten Fall einer Kontamination der Kassette mit einem langlebigen Element, wo über die Halbwertszeit die Art des Elements ermittelt werden kann, ist es nicht möglich entsprechende Aussagen

zu machen. Wenn man bedenkt, daß nur die Schwärzung hinter der kontaminierten Stelle als meßbarer Wert vorliegt, und dieser mit der dort wirksamen Dosis zusammenhängt, so kann man sich vorstellen, wie viele Parameter bekannt sein müssen, um von der Dosis auf die Art des Stoffes und seine Aktivität schließen zu können. Denn die Dosis im Film hängt bekanntlich von der Art des Stoffes und damit von der von ihm ausgehenden Strahlung mit seiner Durchdringungsfähigkeit, der Aktivität und der Einwirkungszeit ab. Die Einwirkungszeit kann unter Berücksichtigung der Halbwertszeit nur dann ermittelt werden, wenn der Zeitpunkt der Kontamination während des monatlichen Überwachungszeitraumes bekannt ist. Eine zu Beginn des Monats aufgebrachte Radioaktivität mit langer Halbwertszeit wird eine andere Einwirkungszeit haben, als ein kurzlebiges Isotop, das schon während des Überwachungszeitraumes abgeklungen ist. Ganz andere Einwirkungszeiten erhält man, wenn die Isotope gegen Ende des Überwachungszeitraumes aufgebracht wurden, da das Entwickeln des Filmes die Einwirkung in beiden Fällen unterbricht. Diese Probleme sollen am Beispiel einer Kontamination mit Tc-99i gezeigt werden, das sich mit einer Halbwertszeit von 6,04 h unter Aussendung von 140 keV-Gamma-Quanten in Tc-99 umwandelt (Abb. 7). Eine Aussage über die Aktivität des auf das Filmdosimeter aufgebrachten Tc-99i ist nur dann möglich, wenn auch die weiteren Parameter, wie Zeitpunkt der Kontamination und Verteilung bekannt sind. Denn aus der bestimmbaren Dosis und der Einwirkungszeit ist die ursprüngliche Flächenaktivität zu ermitteln, wobei die Halbwertszeit berücksichtigt werden muß. Hier ist klar sichtbar, daß die Aktivität nicht bestimmt werden kann, wenn der Zeitpunkt der Kontamination unbekannt ist. Eine Verschiebung dieses Zeitpunkts verändert ja bei gleicher Aktivität die Dosis am Film.

Sie sehen, wünschenswerte Angaben über die Kontamination des Filmdosimeters, wie die Art des kontaminierenden radioaktiven Isotops, dessen Aktivität oder Zeitpunkt der Kontamination sind nur zu machen, wenn jeweils alle anderen Parameter bekannt sind.

Auch über die Empfindlichkeit können nur Aussagen gemacht werden, wenn alle Parameter bekannt sind. Als Beispiel soll wieder das Tc-99i angeführt werden. Wenn die Kontamination mindestens 3 Tage vor dem Entwickeln des Meßfilmes erfolgt, können noch Aktivitäten von 12 Bq/mm^2 (74 Bq/7 mm^2) gut nachgewiesen werden. Bei anderen Isotopen hängen diese Angaben wiederum von der Strahlenart und Qualität, der Halbwertszeit und dem Zeitpunkt der Kontamination ab.

Prinzipiell kann gesagt werden, daß nur eine ja-nein-Aussage über die Kontamination eines Dosimeters gemacht werden kann. Sie gibt aber deutliche Hinweise über die Möglichkeit einer Kontamination der beruflich strahlenexponierten Person und seines Arbeitsplatzes. Alles weitere kann nur eine Arbeitsplatzanalyse durch den Strahlenschutzbeauftragten klären, wobei in Einzelfällen zusätzliche Informationen aus dem Schwärzungsbild des kontaminierten Filmdosimeters helfen können.

Betrachten wir nun einige Ergebnisse der Auswertungsstelle für Strahlendosimeter, Neuherberg. Von den überwachten Betrieben in Bayern, Hessen und Schleswig-Holstein wurden im Jahre 1982 in 169 Betrieben oder 2,7 % aller überwachten Betriebe mindestens bei einer Person eine Kontamination des Personendosimeters festgestellt.

Diese Betriebe kamen aus der Medizin (Nuklearmedizinische Kliniken und Privatpraxen), aus der Industrie (besonders chem. Industrie) und aus der Forschung. Kontaminationen wurden auch in kerntechnischen Anlagen, wie Kernkraftwerken und bei Firmen, die in Kernkraftwerken Dienste leisten und vor allem bei der Kernbrennelement-Herstellung festgestellt.

Insgesamt waren 1659 Personendosimeter oder 0,25 % aller im Jahre 1982 ausgewerteten Dosimeter kontaminiert. Diese Dosimeter gehörten 692 Personen oder 1,2 % aller Überwachten. Die Häufigkeit, d.h. der Anteil der Personen mit kontaminierten Dosimetern an der Zahl der Überwachten in den jeweiligen Betrieben, betrug 1,1 %. An der Gesamtzahl der Personen mit kontaminierten Dosimetern war die Forschung mit 3,5 %, die Industrie mit 9,5 %, die Nuklear-Medizin mit 26,7 %, das Eigenpersonal in Kernkraftwerken mit 18,5 %, das Fremdpersonal in Kernkraftwerken mit 7,9 % und der Bereich Brennelemente-Herstellung mit 33,9 % beteiligt.

Natürlich kamen die Kontaminationen dort vor, wo mit offenen radioaktiven Präparaten umgegangen wurde. In der Nuklearmedizin ist es hauptsächlich Tc-99i und die verschiedenen Isotope des Jods. Kontaminationen beim Umgang mit Ra-226 kamen das letzte Mal im Jahre 1978 vor. Damals wurde ein Leck in der Umhüllung eines Radium-Präparates erst durch die Meßstelle mit Hilfe von Filmdosimetern entdeckt. Im Mittel hatten 1,6 % aller Überwachten im Bereich Nuklear-Medizin beim Umgang mit radioaktiven Stoffen Kontaminationen. Vergleicht man jedoch die Häufigkeit der Kontaminationen in den jeweiligen Kliniken mit der in Privatpraxen, so stellt man einen etwa 6 mal so großen Anteil an kontaminierten Personen in den Privatpraxen fest.

Eine Erklärung dafür könnte sein, daß in den Kliniken im Gegensatz zu den Privatpraxen mehr Personen als beruflich strahlenexponiert eingruppiert werden, als in der Strahlenschutzverordnung gefordert ist. Interessant ist auch, daß 80-90 % der Kontaminationen einmalige Kontaminationen waren. In der Industrie und in der Forschung wird mit den verschiedensten offenen und umschlossenen Beta- und Gamma-Präparaten umgegangen. Die Häufigkeit der Kontaminationen in diesen Bereichen ist kleiner als der Durchschnitt. Auch hier hatten etwa 80 % nur eine einmalige Kontamination.

Wenn wir uns nun die kerntechnischen Anlagen ansehen, so erkennen wir, daß in Kernkraftwerken die Häufigkeit der festgestellten Kontaminationen der Dosimeter beim Eigenpersonal geringer war als die beim Frempersonal. Das kann darauf zurückgeführt werden, daß die Reparaturund Wartungsdienste in kontaminierten Bereichen des Reaktors hauptsächlich von Fremdfirmen durchgeführt wurden. Trotzdem waren es 70 % einmalige Kontaminationen.

Am häufigsten gab es kontaminierte Dosimeter im Bereich der Brennelemente-Herstellung, 8,3 % aller in diesem Bereich durchgeführten Überwachungen ergaben Kontaminationen. Diese Dosimeter gehörten 20,9 % der in diesem Bereich Überwachten. Von diesen hatten mehr als 70 % mehrmals im Jahr kontaminierte Dosimeter. Die Kontaminationen wurden ausschließlich beim Umgang mit Uran erzeugt.

Auch wenn die Erkennung von kontaminierten Personen mit Hilfe von Filmdosimetern nur als grober Hinweis zu werten ist, ist es doch eine große Hilfe für den Strahlenschützer mit einfachen Mitteln einen solchen Hinweis zu bekommen. Dies trifft vor allem dann zu, wenn nicht mit Kontaminationen gerechnet wird und deswegen auch keine aufwendigen Meßapparaturen zur Verfügung stehen. Das Meldewesen an die zuständige Aufsichtsbehörde hat sich in diesen Fällen bewährt.

Literatur:

1. Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlung (Strahlenschutzverordnung-StrlSchV)

2. Anforderungen an die nach Landesrecht zuständige Meßstelle nach § 63 Abs. 3 Satz 1 StrlSchV und § 40 Abs. 2 Satz 4 RöV

3. Statistische Ergebnisse aus der Amtlichen Personendosisüberwachung 1982 GSF-Bericht (in Vorbereitung)

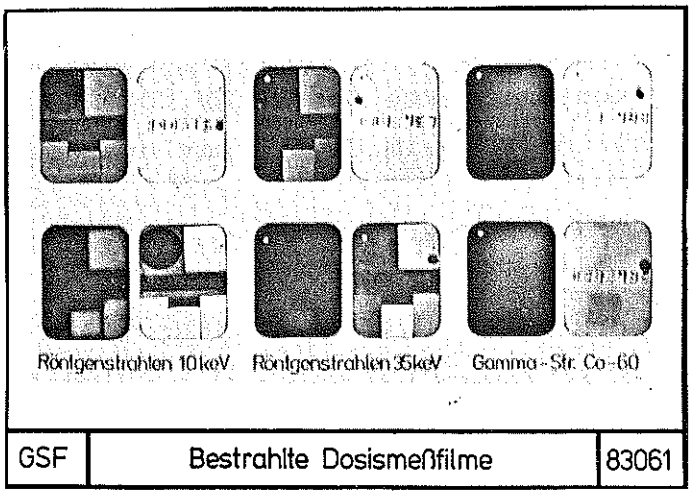


Abb. 1

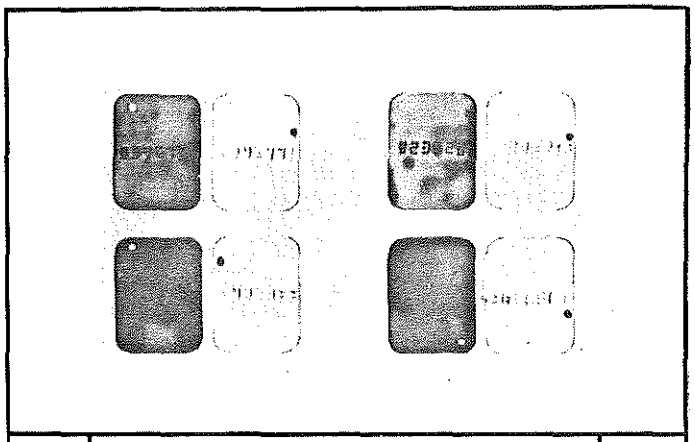


Abb. 2 | GSF | Radioaktiv kontaminierte Dosismeßfilme | 83062

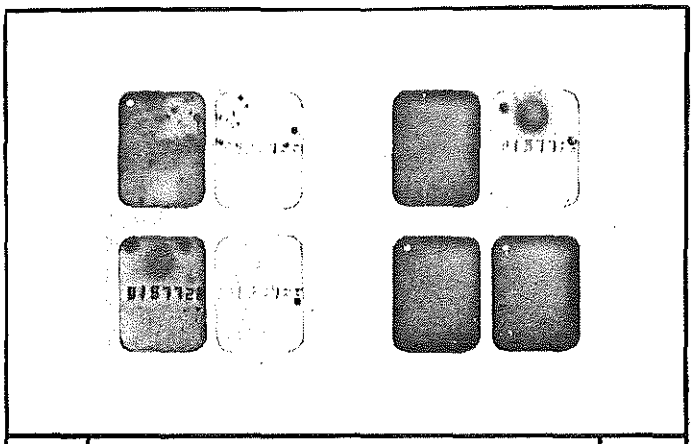


Abb. 3 | GSF | Radioaktiv kontaminierte Dosismeßfilme | 83067

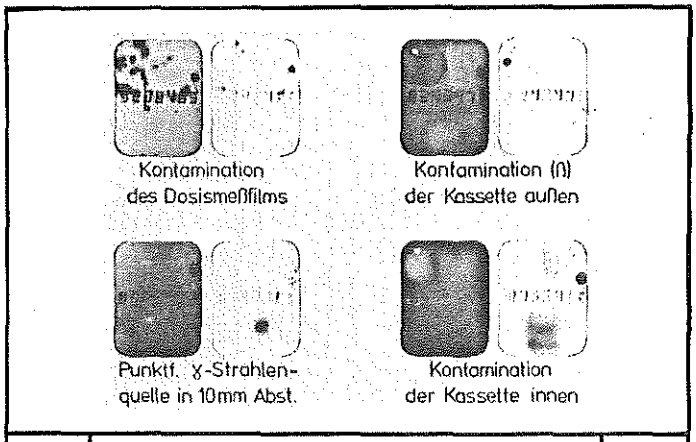


Abb. 4 | GSF | Radioaktiv kontaminierte Dosismeßfilme | 83063

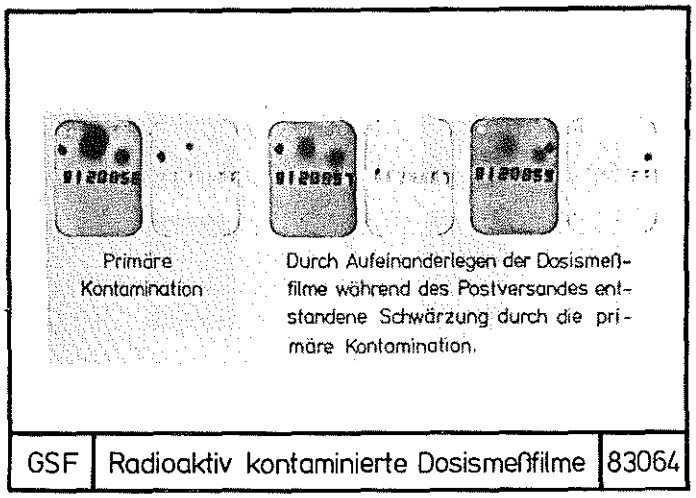


Abb. 5

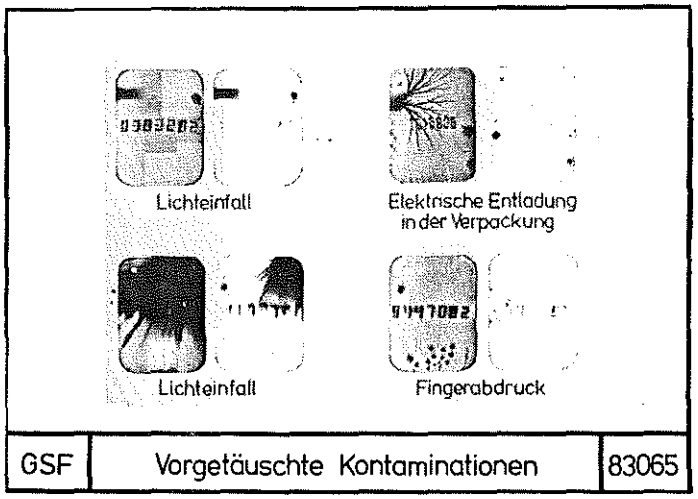


Abb. 6

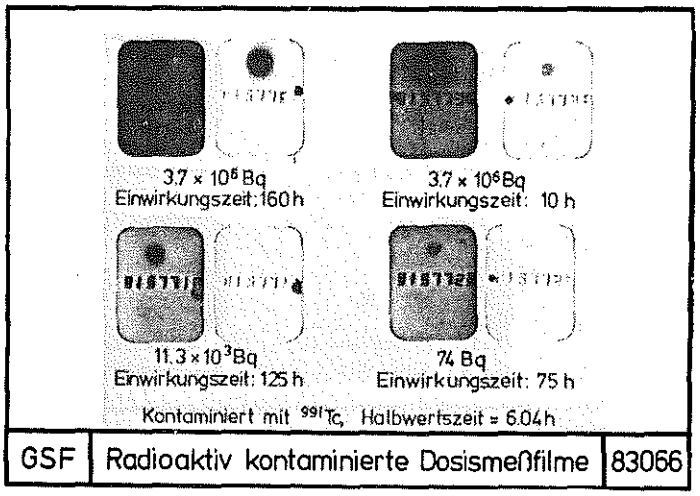


Abb. 7

PERSONENKONTAMINATION UND -DEKONTAMINATION

Vorsitzender: H. Jacobs

Nutzen-Risikoüberlegungen bei Personendekontaminationen aus medizinischer Sicht

G. Heinemann
Hollern

Nutzen - Risikoüberlegungen sind bei der Anwendung ionisierender Strahlung - seitdem man ihre Gefahren erkannte - eigentlich immer angestellt worden. Seit ICRP 26 sind sie im Hinblick auch auf die wirtschaftliche Nutzung der Kernenergie ausdrücklich gefordert. Nutzen - Risikoabwägungen auch in Bezug auf einzelne Strahlenschutzmaßnahmen anzustellen, ist sicher nur eine konsequente Forsetzung dieses Grundsatzes.

Über Dekontaminationsmaßnahmen aus medizinischer Sicht nachzudenken, scheint auf den ersten Blick eine überflüssige Aufgabe zu sein. Werden doch in deutschen Kernkraftwerken seit vielen Jahren Personendekontaminationsmaßnahmen scheinbar problemlos durchgeführt. Während Inkorporationen - auch wenn sie von der Dosisbelastung her keine Gefahr darstellen - durchaus als Problem empfunden werden und z.B. die Einschaltung externer Meßstellen anderer Institutionen verursachen, scheint es bei der Kontamination keine solchen Schwierigkeiten zu geben. Mit Personenkontaminationen wird jedes Kernkraftwerk alleine fertig.

Sieht man sich Arbeitsanweisungen des Strahlenschutzes an, so finden sich sehr detaillierte Angaben über die Behandlung von kontaminierten Personen. Diese Vorschläge für Maßnahmen richten sich an ausgebildete Strahlenschutzfacharbeiter, die aber natürlich ohne medizinische Vorbildung sind. Es entspricht dies der Wirklichkeit in Kerntechnischen Anlagen, daß fast alle Dekontaminationsmaßnahmen an Personen vom Strahlenschutzpersonal ohne Beisein von Ärzten oder medizinischem Hilfspersonal durchgeführt werden.

Die Arbeitsanweisungen stammen jedoch weit überwiegend aus der Veröffentlichung eines Mediziners, der zu den engagiertesten Strahlenschutzärzten Deutschlands gehört und mit seiner verdienstvollen Arbeit über Personendekontaminationsmaßnahmen immer wieder zitiert wird. Günther Möhrle hat in seiner Zusammenfassung von Maßnahmen für die Personendekontamination jene Ratschläge erteilt, die in deutschen Kerntechnischen Anlagen immer wieder erfolgreich durchgeführt werden. Es ist nicht die Absicht dieses Referates an diesen Maßnahmen Einzelheiten zu korrigieren oder weitere Tips hinzuzufügen. Nutzen - Risikoüberlegungen setzen vielmehr da ein, wo in Möhrles Arbeit etwas Grundsätzliches über die Haut und über den Stellenwert von Kontamination und Dekontaminationsmaßnahmen gesagt wird. Denn in der ursprünglich an Mediziner adressierten Arbeit wird vorweg über Anatomie und Physiologie der Haut, über die Möglichkeiten der Inkorporationen durch die Haut und die Gefahr von Dekontaminationsmaßnahmen gesprochen. Diese grundsätzlichen Überlegungen sind ein wesentlicher Bestandteil des praktischen Konzeptes von Personendekontamination.Sie sind nur in den für medizinische Laien bestimmten Anweisungen häufig fortgelassen oder erheblich verkürzt wiedergegeben.

Im Rahmen dieses Referates sollen die in der dermatologischen Forschung in der Zwischenzeit neu erarbeiteten Gesichtspunkte dargestellt und mit dem gebräuchlichen Schema der Personendekontamination konfrontiert werden.

Wir gehen dabei von zwei einfachen Grundsätzen aus, die ohne Zweifel von allen mit dem Strahlenschutz von Personen befaßten Fachleuten geteilt werden:

1. Dekontaminationsmaßnahmen sollen in einem angemessenen Verhältnis zum Risiko der ionisierenden Strahlung stehen. Dies muß betont werden, weil " Grundsätzlich jede meßbare Aktivität, d.h. eine Impulszahl, die über dem Nulleffekt eines empfindlichen Monitors liegt, als Kontamination anzusehen ist, die beseitigt werden soll " (G. Möhrle, S. [illegible])

2. Dekontaminationsmaßnahmen dürfen nicht zur Inkorporation führen. Diese Folge wäre zwar bei entsprechend niedriger Do-

sis möglicherweise nicht gefährlicher als die Kontamination selbst, aber sie wäre als Strahlenschutzmaßnahme absolut widersinnig.

Die dermatologischen Forschungsarbeiten, die zur Frage der Hautkontamination - und Dekontamination des Menschen beitragen sind kürzlich unter dem Titel "Skin Permeability" zusammenfassend dargestellt worden von H. SCHAEFER, H. ZESCH und G. STÜTTGEN. Aufgrund dieser Übersichtsarbeiten können folgende Feststellungen getroffen werden:

1. Die Haut läßt sich in ihrer Funktion als Ausscheidungsorgan verstehen. D.h. der eigentliche Weg durch die Haut ist von innen nach außen gerichtet. Dies läßt sich an den Elementen der Feinstruktur der Haut demonstrieren:

Die oberste Schicht der Haut ist die Hornschicht. Sie besteht aus kernlosen Platten, die ständig abgestoßen werden und aus der tiefergelegenen Keimschicht aufsteigend erneuert werden. In 24 Stunden wird jeweils eine Lamellenlage der Hornschicht abgestoßen. Das entspricht einer abgestoßenen Hornschichtmenge von 1 bis 2 Gramm täglich. Die gesamte Hornschicht hat sich unter normalen Bedingungen innerhalb von 8 Tagen erneuert (STÜTTGEN S.14 u. 188).
Ein in der obersten Hornschicht abgelagertes Radionuklid würde also ohne jede weitere Maßnahme innerhalb von 24 Stunden abgestoßen werden. Dies entspricht möglicherweise der praktischen Erfahrung des Strahlenschutzpersonals, daß bei schwer zu entfernenden Kontaminationen nach Verlauf eines Tages diese nicht mehr nachweisbar sind. Limitierender Faktor für ein solches Abwarten ist natürlich die Dosis, die die Haut infolge des Verbleibs der Kontamination in der Hornschicht erhalten würde.

Die Drüsen der Haut haben eine ebenfalls von innen nach außen gerichtete Funktion. Hier sind es besonders die Schweißdrüsen und die in die Haarfollikel einmündenden Talgdrüsen, die diese Funktion wahrnehmen. Auch auf diesem Wege findet zunächst ein Abtransport von eingedrungenen Partikeln nach außen statt. Nur als Anhalt sei hier erwähnt, daß die Schweißproduktion von 800 bis zu 3000 ml täglich variieren kann und in extremen Situati-

onen auch 1o ooo ml gemessen wurden. Dieser große von innen nach außen gerichtete Flüssigkeitsstrom ist als spontane Dekontaminationsmaßnahme beachtenswert. Aber er schließt besondere Probleme ein, auf die wir noch zu sprechen kommen.

2. Wir sprachen bisher von der Haut als Ausscheidungsorgan. Wir stellen jetzt die Frage, wie sich die Haut gegenüber dem Eindringen von Substanzen, als auch von Radionukliden, verhält. Gegenüber dieser Wegrichtung verhält sich die Haut wie eine Barriere, deren wichtigste Stütze wiederum die Hornschicht darstellt. Trägt man auf diese Hornschicht eine Salbe auf, dann erhält die Haut eine zusätzliche Schicht, die je nach Beschaffenheit der Salbengrundlage das Eindringen von Substanzen in die Haut erleichtern oder erschweren kann. Wird die Salbengrundlage so gewählt, daß sie das Eindringen erschwert, dann stellt sie den Aufbau einer zusätzlichen Hautbarriere dar und ist damit eine aktive Hautschutzmaßnahme von größter Wichtigkeit. Sie erleichtert außerdem das Entfernen von Kontaminationen, weil diese zunächst in der Salbenschicht eingebettet sind und mit dieser Schicht entfernt werden. Mit anderen Worten: der Gebrauch von Hautsalben regelmäßig vor Aufnahme der Arbeit an einem kontaminationsgefährdeten Arbeitsplatz, könnte eine überaus wichtige Kontaminationsprophylaxe darstellen.

3. Die Hornschicht besitzt eine Siebfunktion. Das Eindringen von Substanzen ist nur über Interzellularspalten möglich, die eine bestimmte Weite haben. Für die meisten Substanzen in Molekularform stellt das freilich kein Hindernis dar. Aber da in kerntechnischen Anlagen Staubpartikel die häufigste Kontaminationsquelle sind, ist die Frage berechtigt, ob diese Partikel die Haut überhaupt durchdringen können. Man weiß, daß bis zu einem Querschnitt von 25 Mikrometer Partikel das Sieb der Hornschicht passieren können. Viele Staubpartikel sind sicher größer und werden daher zurückgehalten. Aber unter besonderen Bedingungen ist auch das Eindringen größerer Partikel möglich:Bei gleichzeitigem Druck auf die Haut, wie dies bei Arbeit mit kontaminierten Händen vorstellbar ist, können auch 6o Mikrometer große Partikel in die Hornschicht eindringen. Schließlich muß darauf hingewiesen werden, daß kleinste kaum erkennbare Verletzungen der Haut selbstverständlich auch größeren Partikeln den Weg durch die Barrieren eröffnen.

Wenn man bedenkt mit wieviel Eifer und Einsatz von Strahlenschutzintelligenz und scharfen Mitteln eine Kontamination zu beseitigen versucht wird, dann ist man eigentlich erstaunt, wie gelassen die gleichen Mitarbeiter über kleine Verletzungen der Haut im Bereich der Hände hinweggehen, obwohl die Problemkontamination durch solche Verletzungen erst ermöglicht wird. Nur am Rande sei darauf hingewiesen, daß selbstverständlich alle Unsitten, wie das Ausziehen von Schutzhandschuhen, das Reinigen der Hände mit Kaltreinigern für die mögliche Kontamination eine überaus negative Vorbedeutung haben.

4. Bei den experimentellen Untersuchungen über die Permeabilität der Haut, nimmt einen breiten Raum die Fragestellung ein, unter welchen Bedingungen die Permeation der Haut erleichtert wird. Diese Bedingungen sind umgekehrt bei der Dekontamination unbedingt zu vermeiden, weil sie zur Inkorporation führen können. Daher werden hier diese Konditionen besprochen und im Hinblick auf ihre Bedeutung für den Strahlenschutz abgefragt.

Eine Änderung der Durchlässigkeit der Hornschicht erfolgt durch ihre erhöhte Hydratation. Die vermehrte Wassereinlagerung in die Hornschicht führt zu äußerlich sichtbarer Quellung, zur Erweiterung der Gewebspalten und zur Vergrößerung der Oberfläche. Damit wird die Durchwanderung erheblich erleichtert. Zu einer Hydratation kommt es am häufigsten durch

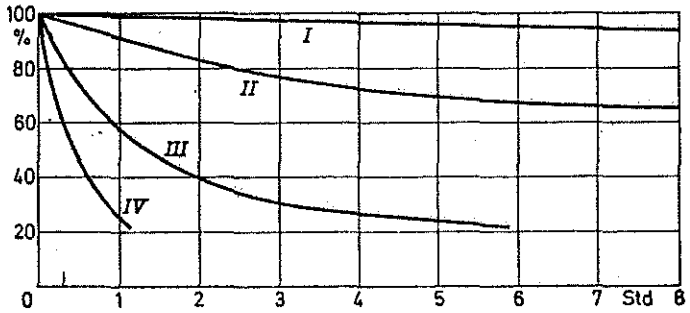


Abb. Absorptionsrate und Hautzustand. [Kutzim, H.: Arch. klin. exp. Derm. 206 (1957).] (In: Stüttgen, G.: Die normale und pathologische Physiologie der Haut. Stuttgart: Fischer 1965.) Resorptionsmessungen mit ^{131}J. Überblick über die Absorption aus Vaseline bei verschiedenen Hautzuständen; *I* Absorption ohne abdeckenden Verband; *II* Absorption mit abdeckendem Verband; *III* Absorption bei abdeckendem Verband und mit Äther entfetteter Haut; *IV* Absorption bei Dermatitis

AUS: STÜTTGEN, G, SCHAEFER, H.:
Funktionelle Dermatologie
Heidelberg, Berlin, New York, Springer 1974

einen sogenannten Okklusivverband. Bei diesem Verband wird ein Hautareal durch Plastikfolie luftdicht abgeschlossen und beginnt dann zu schwitzen. Solche Schwitzverbände sind bei der Personendekontamination durchaus üblich. Sie werden nach mehrfachen Dekontaminationsversuchen angelegt, der kontaminierte Mitarbeiter wird damit nach Hause geschickt. Am nächsten Tag ist die Kontamination oft nicht mehr nachweisbar. Unter diesen Bedingungen ist allerdings weniger die erfolgreiche Dekontamination als die nunmehr endgültige Inkorporation zu vermuten.

Konditionen, die einem Okklusivverband entsprechen, können auch auf andere Weise entstehen. Durch luftundurchlässige Kleidung und Handschuhe, durch Aufbringung von stark ölhaltigen Salben oder Schmieröl, die den Wasseraustritt verhindern.

5. Einen Einfluß auf die Permeationsrate hat auch die Hauttemperatur. Einerseits werden durch höhere Hauttemperaturen Reaktionsabläufe beschleunigt, andererseits wird durch die Temperaturregelung der Haut die Schweißsekretion verstärkt und unter entsprechenden Verhältnissen kann es wiederum zur Hydratation der Haut kommen.

Oberhalb von 65° tritt jedoch ein weiterer Mechanismus, die beginnende Denaturierung des Systems ein. Sie zeigt sich meist auch an der Hautrötung und ist immer verbunden mit einer erhöhten Permeationsrate. Daher sind Brandwunden ersten Grades, obwohl sie in den Augen des Strahlenschutzpersonals oft keine offene Wunde darstellen, nicht mehr als intakte Haut anzusehen.

6. Eine gewisse Rolle spielt auch der PH der Haut. Der normale PH der Haut liegt im leicht sauren Bereich, Werte von 3,7 bis 4,5 liegen beim isoelektrischen Punkt von Keratin, der Grundsubstanz der Hornschicht, und sind daher nicht günstig. Werte über 9 bis zu einem PH von 11 können kurzfristig abgepuffert werden, führen aber bei längerer Einwirkung einer Lösung mit entsprechender Ionenstärke zur erheblichen Schädigung der Barrierenfunktion. Man muß zur Kennt-

nis nehmen, daß dies bereits bei längerem Waschen mit normaler, alkalihaltiger Seife geschieht, die daher im Strahlenschutz nicht vorhanden sein sollte.

7. Zuletzt ist als stärkste Beeinträchtigung der Hornschichtbarriere ihre mechanische Schädigung zu nennen. Diese wird hervorgerufen z.B. durch Dekontaminationsmaßnahmen wie den Tesafilmabriß, die Behandlung der Haut mit Sandpapier oder Rasiermesser.

Von diesen Maßnahmen ist der Tesafilmabriß die schonenste, weil sie pro Abriß zu einem begrenzten Eindringen in die Hornschicht führt. Es ist damit möglich, ein in die Hornschicht eingedrungenes Nuklid in der Schichttiefe zu entfernen, in der es liegt unter Schonung der tiefergelegenen Schichten. Jedoch nach einer solchen Maßnahme ist die Hautbarriere erheblich geschädigt und jede weitere invasive Technik und insbesondere der Schwitzverband sind ein schwerer methodischer Fehler. Es konnte nachgewiesen werden, daß die Permeation der Haut nach Tesafilmabriß und unter Okklusivverband um den Faktor loo gesteigert wurde - ein sicherlich nicht zu vernachlässigender Weg in die Inkorporation.

Am Rande sei noch vermerkt, daß nach einer solchen Dekontaminationsmaßnahme wenigstens 24 Stunden bis zur erneuten Exposition vergehen müssen.

Zum Schluß sei ein Konzept vorgestellt, daß als Folgerung aller theoretischen Überlegungen und experimentellen Daten in der Arbeit von SCHAEFER, ZESCH und STÜTTGEN für die Dekontamination der Haut empfohlen wird:

If skin comes into contact with powerful allergens;
Toxic substances or radioactive preparations

1. treat immediately.
2. do not wash with tensides, detergent pastes, etc., plus water, even if they have been sold as being suitable for skin decontamination.
3. do not use any solvents.

4. do not rub, do not dilute, but, rather:
5. remove excess wit a blunt knife or spatula, etc.
6. spread fat on the residue (Butter, Margarine, Vaseline, lubricating oil, etc.)
7. remove this fat and repeat three times.
8. if possible, carry out skin surface stripping ten times, using fresh adhesive tape each time.

Aus: SCHAEFER, H - STÜTTGEN, G - ZESCH , A - Seite 753

Dieses vorgeschlagene Dekontaminationsschema weicht in mancher Hinsicht von der Praxis der Personendekontamination ab, wie wir sie heute handhaben. Ziel dieses Referates ist es deutlich zu machen, daß manche unserer Praktiken neu überdacht und manche grundsätzlichen Überlegungen neu in die Praxis umgesetzt werden müßten.

Literatur:

H. SCHAEFER, G. STÜTTGEN, A. ZESCH
"Skin Permeability"
Springer Verlag Berlin, Heidelberg, New York,1982

H. SCHAEFER, G. STÜTTGEN
"Funktionelle Dermatologie"
Springer Verlag Berlin, Heidelberg, New York,1974

G. MOEHRLE
"Erste Hilfe bei Strahlenunfällen"
A. W. Genter Verlag Stuttgart, 1972

Problematik bei der Personendekontamination in Kernkraftwerken

S. Pawlytsch
Reaktorwartungsdienst & Apparatebau GmbH

M. Franz, W. Strauß
Nordwestdeutsche Kraftwerke AG

B. Reichert
RWE Kraftwerke Mülheim-Kärlich

Zusammenfassung:

Bei verschiedenen Gesprächen zwischen Strahlenschutzfachleuten wurden die unterschiedlichen und teilweise gegensätzlichen Ansichten und Kenntnisse über Verfahren zur Dekontamination von Personen deutlich.
Es erscheint notwendig, in der näheren Zukunft einen gezielten Erfahrungsaustausch zur Problematik der Personendekontamination einzuleiten. Dieser Erfahrungsaustausch hat dabei die in dem Referat näher erläuterten Fragen zu konkretisieren und zu beantworten:

- Die Strahlenschutzverordnung § 64 Abs. 3 verlangt, - ohne Nennung von Grenzwerten - daß bei festgestellten Kontaminationen der Haut Maßnahmen zu treffen sind, um eine Gefährdung durch Weiterverbreitung oder Inkorporation abzuwenden. Die Ausführung ist jedoch nicht einheitlich geregelt.
- In der Praxis wird mit allen zur Verfügung stehenden Mitteln bis auf die Nachweisgrenze der Meßgeräte dekontaminiert; dabei müssen die Fragen aufgeworfen werden:
  - -- welche Schäden können die Dekontmittel an der Haut anrichten?
  - -- in welchem Verhältnis steht diese Hautbelastung zu einer Dosisbelastung der Haut bei Verzicht auf vollständige Dekontamination?
  - -- wie hoch ist das Risiko durch massive Anwendung von Dekontmitteln, eine Kontamination in eine Inkorporation zu verwandeln? (quantitativ)
  - -- welche Dekontmittel und -verfahren sind z.Zt. bekannt und welche Dekontfaktoren können damit erreicht werden? Welche Nebenwirkungen sind bekannt?
- Als besonders wichtig für den Strahlenschutzpraktiker ist es, die Zielsetzung und die Inhalte einer Ausbildung festzuschreiben, denen sich ein Strahlenschützer zu unterziehen hat, der mit der Dekontamination von Personen beauftragt wird.

Im Ausklang des Referates sollen Wege aufgezeigt werden zur Erstellung eines Erfahrungsberichtes und zur Erarbeitung eines aktuellen Kenntisstandes.

1. Einleitung

Die Verabschiedung des Atomgesetzes hat die friedliche Nutzung der Kernenergie ermöglicht. Insbesondere durch den § 7 wurden die Voraussetzungen für die Erteilung einer Genehmigung zum Betrieb z. B. eines Kernkraftwerkes gegeben. Zum Schutz der Personen vor den Gefahren der Radioaktivität wurde die Strahlenschutzverordnung erlassen und zur Konkretisierung einzelner §§ der Strahlenschutzverordnung wurden Richtlinien erstellt.

Einige dieser Richtlinien sprechen unmittelbar den Strahlenschutz des Personals beim Betrieb und bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten in Kernkraftwerken an. Durch konsequente Anwendung dieser Richtlinien kann eine Gefährdung von Personen durch Radioaktivität ausgeschlossen werden. Die Umsetzung dieser Richtlinien und die Anwendung zeigen jedoch, daß ein vollständiger Schutz nicht immer bzw. nur mit einem nicht mehr zu vertretenden Aufwand zu erreichen ist.

So kann man besonders in Revisions- und Umrüstphasen in Kernkraftwerken davon ausgehen, daß zwischen 3oo und 5oo Personen gleichzeitig im Kontrollbereich tätig sind und überwacht werden müssen. Zur Überwachung und Beratung dieser Personen stehen eine ausreichende Anzahl Strahlenschutzmitarbeiter zur Verfügung. Obwohl alle im Kontrollbereich eingesetzten Personen eigene Kenntnisse über die Risiken der Radioaktivität und über die anzuwendenden Arbeitsverfahren sowie Schutzmittel besitzen, ist bei einer solchen Personenzahl ein Fehlverhalten bzw. eine Unachtsamkeit nicht generell auszuschließen.

Die häufigste Folge eine solchen Fehlverhaltens ist Hautkontamination.

In diesem Vortrag versuchen wir aufzuzeigen, daß die angegebenen Methoden, die aufgezeigten Wege und vorgeschlagenen Ziele einer möglichen Dekontamination heute nicht mehr den praktischen und medizinischen Erfahrungen vor Ort entsprechen.

2. Fiktive Beispiele

Zur Verdeutlichung wollen wir zwei fiktive Beispiele bringen, die jederzeit in jedem Kraftwerk denkbar sind:

Fall 1: Durch Unachtsamkeit wird eine stark kontaminierte Dichtung ohne Kennzeichnung abgelegt. Ein Monteur faßt diese Dichtung mit bloßer Hand an und kontaminiert sich.

- Angenommene Gesamtaktivität auf der Hand: 1oo nCi
- Bei einer angenommenen kontaminierten Fläche von 1oo cm^2 ergibt sich somit eine spezifische Aktivität von $1 \cdot 1o^{-3}$ μ Ci/cm^2 (für den Praktiker als Hinweis: ca. 3o.ooo 1mp/min mit einem Kontaminationsmonitor gemessen, der einen Wirkungsgrad von 14 % für β - Strahlung besitzt).

Fall 2: Beim Öffnen eines Systems werden größere Mengen Primärwasser freigesetzt. Das Wasser läuft durch die Gitterroste und eine unter den Gitterrosten befindliche Person wird mit dem Wasser durchnäßt.

- Bei einer angenommenen Primärwasseraktivität von o,1 Ci/m^3 ist mit einer spez. Hautkontamination von $5 \cdot 1o^{-3}$ μCi|cm^2 und einer aufgebrachten Gesamtaktivität von 5o μCi zu rechnen.

3. Radiologische Belastung

Für die beiden Beispiele der Kontamination einer Hand und der Kontamination des gesamten Körpers soll hier eine Dosisabschätzung gemacht werden, unter der Voraussetzung, daß lediglich die locker haftende Kontamination durch einmaliges einfaches Waschen entfernt wird.

Auf die Anwendung schärferer Dekontaminationsmittel zum Erreichen einer -in Anführungsstrichen- vollständigen Dekontamination, soll hier gedanklich verzichtet werden. Die Reduzierung der fest haftenden Kontamination würde in unseren Beispielen lediglich durch normale Hand- bzw. Körperreinigung sowie durch natürliche Erneuerung der oberen Hautschicht der Epidermis erfolgen. Für die Hand wurde hierfür ein auf Erfahrung beruhender Wert für die Selbstreinigung von 3 Tagen angesetzt. Für den gesamten Körper wurde ein Wert von 1-3 Wochen angesetzt.
In diesen Zeiten wird ein linearer Abbau der Kontamination angenommen.

Unter diesen Annahmen ergibt sich für das Beispiel Handkontamination eine zusätzliche Dosisbelastung von 36 mrem als Handdosis (Grenzwert StrlSchV 60000/20000 mrem) und eine Ganzkörperdosis durch Aufnahme von Aktivität in den Körper durch die Haut von 0,002 mrem für Co 60 bzw. 0,0001 mrem für Cr 51 (50 Jahresdosis). Die geringe Haut- bzw. Körperdosis steht in einem Mißverhältnis zu den Belastungen, die agressive Dekontaminationsmittel für die Haut bedeuten.
Für das Beispiel der Ganzkörperkontamination ergibt sich eine Hautdosis von $\leq$ 650 mrem, eine Inkorporationsdosis über Verschlucken von $\leq$ 60 mrem (50 Jahresdosis für Co 60) und eine Dosis durch Inkorporation durch die Haut von 2 mrem.

Es muß jedoch bedacht werden, daß dies bei einem geschätzten 10^{-4} bis 10^{-5} Anteil von α-Aktivität eine nicht unbedeutende Inkorporationsdosis über den Pfad Haut bedeutet.
In der Praxis wird ein Belassen von Aktivität auf der Haut oberhalb von 1 nCi/100 cm^2 (10^{-5} µCi/cm^2) auf organisatorische Schwierigkeiten stoßen, da die Ausgangsmonitore in der Regel durch behördliche Anordnung auf diesen Wert eingestellt sind.
Außerdem macht eine Restkontamination von $<$ 10 nCi/Körper die besonders im Falle der Überschüttung mit Primärwasser notwendige Bodycounter-Messung unmöglich.

4. Welche Richtlinien geben nun das Ziel für eine mögliche Dekontamination in den beschriebenen Beispielen an?

Die Strahlenschutzverordnung stellt die einzig rechtliche Grundlage für die Betrachtung der Problematik im Zusammenhang mit der Personenkontamination dar.
Die Empfehlungen der internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP 12+26) sind als zusätzliche Hilfestellungen bei der Berücksichtigung und Berechnung der Äquivalentdosen, verursacht durch Hautkontamination, anzusehen.

Die Strahlenschutzverordnung schreibt lediglich Kontaminationsgrenzwerte für Gegenstände und Arbeitsplätze vor, nicht jedoch für die Kontamination von Haut. Es müssen also bei einer evtl. Dosisbetrachtung, verursacht durch Hautkontamination, die Grenzwerte der Körperdosen für beruflich strahlenexponierte Personen nach Anlage X StrlSchV berücksichtigt werden.

Die nachfolgend aufgeführten Paragraphen bilden den gesetzlichen Hintergrund zu diesem Thema.

§ 62 (1)

Es wird hier festgelegt, daß an Personen, die sich in Kontroll- oder Sperrbereichen aufhalten, die Körperdosis zu ermitteln bzw. die Personendosis zu messen ist.
Dazu erließ der BMI eine "Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle", die dem betreffenden Strahlenschutzverantwortlichen Anhaltspunkte über die zu erwartenden Auflagen der Behörde und die vorgeschriebenen Meßverfahren der physikalischen Strahlenschutzkontrolle bietet.

§ 63 (1,2,3)

Hier werden die Möglichkeiten der Ermittlung von Körperdosen beschrieben, u.a. auch durch Abschätzung oder Berechnung aus den Eigenschaften der Kontamination.
In der Regel wird in Kernkraftwerken jedoch die Personendosis gemessen, die eine Berücksichtigung der Hautdosis nur dann vorschreibt, wenn der Verdacht der möglichen Grenzwertüberschreitung nach Anlage X StrlSchV besteht.
Dies bedeutet, eine Meßwertinterpretation nach erfolgter Hautkontamination auf eine mögliche Ganz- bzw. Teilkörperdosis muß auf jeden Fall erfolgen, um den o.g. Aspekt zu berücksichtigen.

§ 64 (2,3)

Diese Bestimmung schreibt zwingend vor, daß an Personen, die Kontrollbereiche von Kernkraftwerken verlassen, zu prüfen ist, ob die Haut oder die Kleidung kontaminiert ist bzw. meßtechnisch und organisatorisch eine Kontamination von Haut oder Kleidung getrennt zu erkennen.
Mit dieser Maßnahme soll einer unkontrollierten Weiterverbreitung von radioaktivem Material oder einer möglichen Inkorporation entgegengetreten werden.

zu § 64 (2,3)

Der Absatz 3 beschreibt die Notwendigkeit der zu treffenden Maßnahmen beim Nachweis einer Kontamination.
Hier wird darauf hingewiesen, daß Gegenstände als kontaminiert anzusehen sind, wenn die festgeschriebenen Grenzwerte überschritten werden, während die Feststellung einer Kontamination der Haut nicht an einen Meßwert gebunden werden kann.
Dies heißt, auch eine noch zulässige Restkontamination der Haut ist auch nicht über eine Aktivitätsangabe zu standardisieren. Die Dekontaminationsmaßnahmen müssen nur soweit betrieben werden, bis eine Weiterverbreiterung der Aktivität bzw. eine mögliche Inkorporation auszuschließen ist.

§ 66 (1)

Dieser Paragraph verpflichtet zur Dokumentation aller Meßergebnisse und Besprechungen, die in Verbindung mit der Ermittlung der Körperdosis bzw. Personendosis angefallen sind.

5. Schulmeinungen

6. Psychologische Aspekte

Die besondere Problematik in der Betriebspraxis eines Kernkraftwerkes mit sehr hoher Personalfrequenz in den Kontrollbereichen liegt darin, daß die gesetzlich einzuhaltenden Grenzwerte für die Kontamination von Gegenständen über die Personenmonitore auch auf das Personal und somit für die Haut angewendet werden. Auch Dekontaminationsmaßnahmen orientieren sich letztendlich aufgrund der bestehenden Abläufe an diesen Grenzwerten. Eine mögliche Restkontamination der Haut hat bei einem erneuten Einsatz innerhalb des Kontrollbereiches z.Zt. erhebliche organisatorische

Schwierigkeiten am Ausgangsmonitor zur Folge.
Die Ausgangsmonitore in den Kernkraftwerken sind so konstruiert, daß niemand den Kontrollbereich verlassen kann, bei dem eine Kontamination größer $1x10^{-5}$ µCi/cm² gemessen wurde.

Mit diesem Wissen über die rechtlichen Vorschriften beauftragt der Strahlenschutzbeauftragte einen Strahlenschutzmitarbeiter mit der Personendekontamination. Dieser Strahlenschützer wird die entsprechende Dekontamination durchführen. Aufgrund seiner Ausbildung, seiner individuellen Erfahrung und seines erarbeiteten Fachwissens, wird er die Methode der Dekontamination individuell entscheiden.

Hier liegt das Problem des Strahlenschutzpraktikers.

Wir mußten in mehreren Diskussionen der letzten Monate feststellen, daß keine neueren Erfahrungsberichte über die Personendekontamination dem Strahlenschutzpraktiker zur Verfügung stehen. Alle neueren Veröffentlichungen gaben fast wörtlich Verfahren, Methoden und Ziele einer Personendekontamination an, wie in Veröffentlichungen und Lehrmanuskripten von 1975/1977.

In den eingangs erwähnten Revisionsbetrieben ist im Regelfall der Strahlenschutz vor Ort für die Dekontamination zuständig. Ein Strahlenschutzarzt oder Sanitäter kann aus zeitlichen und räumlichen Gründen gar nicht, bzw. nur verspätet zur Dekontamination herangezogen werden.
Für uns folgt daraus zwingend:

Der Strahlenschutzpraktiker muß genau wissen, was er zu tun hat. Die Verfahren und Methoden sollten in allen Kernkraftwerken in der gleichen Art und Weise durchgeführt werden.

Der Strahlenschutz hat letztendlich zu entscheiden über den Weg und die Methode einer möglichen Dekontamination und das Ziel dieser Dekontamination zu interpretieren. Daher sind dem Strahlenschutz eindeutige Vorschläge vorzulegen.

Die z.Zt. zu beobachtende Unsicherheit bei den Praktikern und den Ausbildern über Wege und Ziel einer Personendekontamination, führt zu Verwirrung und teilweise sogar zu Ängsten bei den kontaminierten Personen.
Man stelle sich vor, unser genannter fiktiver Monteur im Beispiel I und II hat ähnliche Kontamination in drei verschiedenen Kernkraftwerken und wird dreimal völlig unterschiedlich behandelt. Dieser Monteur muß sich mit Recht fragen, ob die einen nicht gewissenhafter waren als die anderen. Der Monteur, selber ohne Detailkenntnis über die radiologischen Zusammenhänge, könnte darauf bestehen, alle Dekontaminationsmaßnahmen durchführen zu lassen, auch wenn dieses zu schweren Hautschädigungen oder sogar zur Gefahr einer Inkorporation führen könnte oder wenn dieses radiologisch unsinnig ist, bzw. verlangen, ohne entsprechende Dekontamination den Kontrollbereich zu verlassen.

Um diese Aussagen zu belegen, möchten wir einige Verfahrensvorschläge aus neueren Veröffentlichungen gegenüberstellen.

Ziel der Personendekontamination in der Literatur

Das Ziel einer Hautdekontamination wurde in den uns zugänglichen Manuskripten sehr unterschiedlich angegeben.
So heißt es:
- Dekontamination bis zum Nulleffekt oder/und
- Dekontamination bis zur restlosen Beseitigung
- Dekontamination bis zu einer vertretbaren Restkontamination

Nur in den seltensten Fällen, ausschließlich bei Vorträgen für Ärzte, wird die Beziehung zwischen Dekontamination und

Gefährdung der Haut dargestellt. Die rechtliche Problematik wird für den Strahlenschutzpraktiker nicht deutlich. In keiner Veröffentlichung wurde das Problem definiert, daß ein Mensch wie ein Stück Metall freizugeben ist (10^{-5} µCi/cm² Kontaminationsfreigrenze).

In einer einzigen Veröffentlichung haben wir den Hinweis auf die StrlSchV gefunden, daß das Strahlenschutzpersonal speziell ausgebildet sein muß und die Personen im Kontrollbereich wissen sollten, was im Falle einer Kontamination zu tun ist bzw. nicht getan werden darf.

Wege und Methoden der Personendekontamination in der Literatur

Die Idee zu diesem Referat entstand, als wir versuchten, für unsere Strahlenschützer eine Anweisung zu erarbeiten, wie die Personendekontamination vor Ort abgewickelt werden sollte.
Mit Erschrecken stellten wir fest, daß alle Veröffentlichungen immer wieder nur Wiederholungen einer Veröffentlichung aus 1972 sind. Darüberhinaus widersprachen sich die neueren Veröffentlichungen mehrfach.

Bei festgestellter Kontamination der Hände wird z.B.

in zwei verschiedenen Ausarbeitungen vorgeschlagen, die Hände mehrmals mehrere Minuten lang zu waschen,
in anderen wird davon gesprochen, die Hände 1-2 Minuten, max. dreimal, mit milder Seife zu waschen und
in einer Veröffentlichung fanden wir den Hinweis, die Hände doch ca. 15-20 Minuten unter fließendem lauwarmen Wasser abzureiben.
Interessant wird es, wenn dann noch vorgeschlagen wird, mögliche Hautkontamination durch Bekleben mit Heftpflaster oder Tesafilm beim Abreißen zu entfernen. Einmal fanden wir den Hinweis, dies doch 5-10 mal zu wiederholen. Ein Praktiker machte uns den Vorschlag, doch vorher die Hautpartien behutsam zu rasieren.

Bei dieser Gegenüberstellung muß doch sofort die Frage gestellt werden, was wollen wir - eine kaputte Haut und restlose Dekontamination, oder beim Menschen behutsam die Hautkontamination entfernen, ohne die Haut zu verletzen?
Man stelle sich vor, man wäscht sich die Hände mehrere Minuten lang und versucht dann, die Hände zu rasieren.

In einigen Veröffentlichungen wird darüberhinaus bei leichter Kontamination die Anwendung einer 3 %igen Zitronensäure empfohlen, in einer anderen wird es gar nicht erwähnt und in einer dritten wird behauptet, daß die Anwendung von Zitronensäure nicht zu empfehlen sei, da z.Zt. bessere speziellere Dekontaminationsmittel von der einschlägigen Industrie zur Verfügung gestellt werden.

Besonders interessant finden wir den Hinweis, bei einer Personendekontamination die Ganzkörperdusche nicht anzuwenden.
Aus der Praxis wissen wir, daß sich viele Beschäftigte bei festgestellter Kontamination mehrmals duschen und dazu auch aufgefordert werden und die Duschen entsprechend für jeden zugänglich sind (Slogan des Strahlenschutzes: "Der mußte schon wieder zehnmal duschen").

Diese Beispiele ließen sich endlos fortsetzen, vor allem wenn es darum geht, fest anhaftende Substanzen mit agressiveren Mitteln zu entfernen. Hier werden die Vorschläge unübersichtlich und kaum noch durch aktuelle praktische Erfahrung belegbar (Kaliumpermanganatlösung, 5%ige frische Natriumbisulfitlösung, 5 %ige Natronbleichlauge oder 5%iges Natriumthiosulfat oder auch mechanischer Einsatz von Bimsstein und Schleifpapier).

Nur ein einziges Mal haben wir in den uns zur Verfügung stehenden Unterlagen den Hinweis gefunden, daß die Dekontaminationsmaßnahmen grundsätzlich mit dem am wenigsten

agressiven Verfahren beginnen sollten, um die Unversehrtheit der Haut zu gewährleisten.

Für uns Praktiker stellte sich beim Erarbeiten der o.g. Anweisung die Frage, inwieweit der Strahlenschutz vor Ort berechtigt und in der Lage ist, mögliche Dekontaminationsverfahren der Haut alleine durchzuführen. Wir mußten die gesamte Literatur durcharbeiten, um ein einziges Mal folgenden Hinweis zu finden:

Zitat "Bei stärkerer Hautkontamination müssen einige weitere zusätzliche Maßnahmen ergriffen werden. Sie sollen jedoch, da sie alle die Haut mehr oder minder intensiv angreifen, möglichst nur unter ärztlicher Aufsicht angewendet werden"

Zitat Ende

Was macht ein Praktiker, dem nicht zufällig diese Veröffentlichung vorliegt und ein Arzt nicht unmittelbar greifbar ist? Er wird es selbst versuchen.

Hiermit bestätigt sich unsere Aussage:

Der augenblickliche Informationsstand über Personendekontamination ist gefährlich.

Nachbehandlung bzw. Prophylaxe

In der Praxis haben sich in einigen Fällen auch Methoden der Kontaminations-Prophylaxe bewährt, ohne daß dieses in allen Strahlenschutzbereichen bekannt ist. Es wäre hier z.B. aufzuführen die Anwendung von Handcreme vor dem Betreten des Kontrollbereiches. In der Literatur scheint fast unbekannt zu sein die Frage der Nachbehandlung der Haut bei erfolgter Dekontamination. Welcher Monteur kommt in der Praxis schon ohne Hinweis des Strahlenschutzes auf die Idee, nach erfolgter Dekontamination sich mit einer Körperlotion einzureiben?

Diese Darstellung kann nur ein unvollständiger Ausdruck sein, und deshalb erscheint es uns notwendig, die vorhandenen Erfahrungen in einem gemeinsamen Arbeitskreis aller Betroffenen auszuwerten und für uns Praktiker verwertbar zu machen

Wenn der Strahlenschutzpraktiker, aufgrund dieser doch sehr unterschiedlichen Informationen, an eine Dekontamination bei unseren Beispielen herangeht, so wird er letztendlich seine ganz privaten Erfahrungen anwenden. Dies führt zu unserer o.g. Behauptung möglicher Verunsicherung der Monteure und einer Ineffektivität der Dekontamination.

Jeder wird sich anhand dieser Veröffentlichung aussuchen, was er persönlich für richtig hält. Dies halten wir zum heutigen Zeitpunkt für gefährlich.

Es ist nicht zu verstehen, warum die individuellen und neueren Erfahrungen des Strahlenschutzes aller Kernkraftwerke und der Forschungszentren und deren Betriebsärzte nicht zusammengefaßt werden, um sie als Richtschnur zu veröffentlichen.

Als besonderer Hinweis sei noch vermerkt, daß die gesamten Veröffentlichungen zur Hauptseite von Medizinern für Strahlenschutzärzte geschrieben wurden und nicht für den Strahlenschutzpraktiker.

Widersprüchlich ist der Anspruch an eine völlige Dekontamination. Anhand unserer Beispiele wird deutlich, wie radiologisch problematisch diese Vorstellung ist. Da auch der Gesetzgeber dies gar nicht fordert, ist unverständlich, warum der Strahlenschützer angehalten wird, mit allen zur Verfügung stehenden Mitteln bis zum Nulleffekt bzw. zur restlosen Beseitigung zu dekontaminieren.

7. Aufgetretene Fragen

Für uns ergeben sich aus der genannten Problematik folgende offene Fragen:

1. Welcher Weg ist grundsätzlich zu empfehlen und welche Methoden sind bei speziellen Kontaminationen zu befürworten?
2. Welche "Restkontamination" sollte oder könnte grundsätzlich zu tolerieren sein?
3. Welche Folgeschäden können die einzelnen Hautschichten bei den unterschiedlichen Dekontaminationswegen erfahren?
4. Wann muß ein Arzt bzw. Sanitäter zur Personendekontamination herangezogen werden?
5. Welche Möglichkeiten einer zusätzlichen Kontaminations-Prophylaxe sind bekannt neben den z.Zt. angewendeten mechanischen/technischen Schutzmitteln?
6. Wie muß der Inhalt einer Strahlenschutzausbildung für den Bereich "Personendekontamination" aussehen?

Dieser Vortrag hätte sein Ziel erreicht, wenn es uns gelungen ist, die entsprechenden Strahlenschutzpraktiker, Strahlenschutzmediziner, Biochemiker und Hersteller von Dekontaminationsmitteln zu veranlassen, ihre vorhandenen Erfahrungen zu veröffentlichen bzw. zusammenzufassen.

Parallel zur Vorbereitung dieses Vortrages haben wir den Fachverbandsvorstand gebeten, einen Arbeitskreis

PERSONENDEKONTAMINATION

IN LEICHTWASSERGEKÜHLTEN REAKTORANLAGEN

einzurichten.

Dieser Arbeitskreis sollte mit dem Ziel aufgebaut werden, daß in einem überschaubaren Zeitraum eine aktuelle, den neuesten Stand von Wissenschaft und Technik beinhaltende Loseblattsammlung zur Dekontamination von Personen erstellt wird.
Die Loseblattsammlung kann oder muß von allen gleichermaßen angewendet werden.

TABELLE I

Fallstudie: Kontamination einer Hand mit B-Aktivität

Gesamtaktivität auf der Hand (Meßergebnis Herfurth-Kontaminationsmonitor mit einem B-Wirkungsgrad von 14 % 31000 Imp/min)	100	nCi
Angenommene Kontaminationsfläche	100	cm^2
Flächenaktivität	1 E-3	$\mu Ci/cm^2$
1. Waschung nach	2	Std.
Dosis bis zur 1. Waschung $\frac{\dot{D}}{A_F} = 1o \frac{rd/h}{\mu Ci/cm^2}$	20	mrem
Verbleibende Restaktivitätskonzentration	1 E-4	$\mu Ci/cm^2$
Dosisleistung	1	mR/h
Zeit bis zum Abbau der Aktivität auf 1 E-5 $\mu Ci/cm^2$	72	Std.
Dosis bei linearem Abbau der Kontamination auf 1 E-5 $\mu Ci/cm^2$	36	mrem
Mögliche Inkorporationsaktivität 2 % | Woche	ca. 0,1	nCi
5o-Jahre-Folgedosis für Co 6o	2	mrem
Dosisleistung der permanenten Hautkontamination von 1 E-5 $\mu Ci/cm^2$	0,1	mR/h
Jahresdosis	900	mrem/a

TABELLE II

Fallstudie: Ganzkörperkontamination mit B-Aktivität

Primärwasser-Überschüttung der Person	o,1	Ci/m³
Verbleibende Feuchtigkeit	5oo	gr/Körper
Verbleibende Aktivität	5o	µCi/Körper
Angenommene Fläche	1oooo	cm²
Spezifische Flächenaktivität	5 E-3	µCi/cm²
1. Waschung nach	1o	Min.
Hautdosis bis zur 1. Waschung (5o mR/h)	8	mrem
Restkontamination 5 %	2,5 E-4	µCi/cm²
Zeit bis zum Abbau auf 1 E-5 µCi/cm² über normale Körperreinigung	1-3	Wochen
Hautdosis bei linearem Abbau der Kontamination	2oo-635	mrem
Inkorporierbare Aktivität (2 % / Woche Aufnahme)	5o-76	nCi
5o-Jahre-Folgedosis für eine Annahme von Co 6o Inkorporation über eine Wunde	1-2	mrem
Dosisabschätzung bei Verschluckung von 1o ml Primärwasser - entspricht einer Gesamtaktivität von	ca. 1	µCi
Dosis durch Ingestion bei Annahme Co 6o	ca. 6o	mrem
Sb 124	ca. 9o	mrem

Berechnung von Dosisfaktoren bei der Kontamination der Haut und der Kleidung

K. Henrichs
FU Berlin

A. Kaul
BGA München

W. Seelentag
BMI Bonn

Zusammenfassung:

Kontamintationen beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in Nuklearmedizin oder Kerntechnik bedingen Strahlenexpositionen der kontaminierten Haut (durch Korpuskularstrahlung) und von anderen Körperbereichen (durch Photonen).

Die zu erwartenden Werte der Dosisleistung wurden mit Hilfe eines einfachen physikalischen Modells abgeschätzt; sie werden für ausgewählte Radionuklide in Form von Dosisfaktoren angegeben. Für praktisch vorkommende oder denkbare Kontaminationsereignisse werden die zu erwartenden Werte der Strahlenexposition der Haut und anderer Körperbereiche angegeben.

1. Einleitung

Im Falle einer Kontamination von Haut oder Kleidung mit radioaktiven Stoffen besteht häufig Unklarheit über die Höhen der damit verbundenen Strahlenexposition und über die ggf. zu treffenden Maßnahmen. Dies gilt sowohl für die medizinische Anwendung offener radioaktiver Stoffe als auch für die Möglichkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in und aus kerntechnischen Anlagen. § 64 der Strahlenschutzverordnung macht hierzu nur sehr allgemeine Angaben: "Wird eine Kontamination festgestellt..., so sind unverzüglich Maßnahmen zu treffen, um eine Gefährdung durch Weiterverbreitung oder Inkorporation abzuwenden". Für den Bereich der medizinischen Anwendung offener radioaktiver Stoffe fordert die Richtlinie "Strahlenschutz in der Medizin":"...weitere Dekontaminations-Maßnahmen sind bei Oberflächenaktivitäten der Haut für Alphastrahler von $\geq$ 0,4 Bq/cm^2, für Betastrahler von $\geq$ 4 Bq/cm^2 erforderlich,...". Da nur wenige dosimetrische Daten (Kiefer 1981, Jäger 1974) bei Kontaminationen der Haut bzw. der Kleidung vorliegen, ist es im Hinblick auf zu treffende Maßnahmen und die hieraus resultierende Dosisreduktion das Ziel dieser Arbeit

- für die Kontamination der Haut oder der Kleidung durch Beta- und Gammastrahler Dosisleistungsfaktoren anzugeben,
- die mit den genannten Kontaminationswerten der Richtlinie "Strahlenschutz in der Medizin" verbundenen radionuklidspezifischen Strahlendosen zu ermitteln
  und
- kontaminationsbedingte Strahlendosen der Haut und anderer Körperbereiche bei der Freisetzung radioaktiver Stoffe in und aus kerntechnischen Anlagen abzuschätzen.

2. Berechnungsverfahren

Bei einer Kontamination der Haut bzw. der Kleidung sind Strahlenexpositionen der Haut durch Beta-Strahlung sowie Expositionen anderer Körperbereiche durch Gamma-Strahlung zu berücksichtigen.

2.1. Exposition der Haut durch Beta-Strahlung

Abb. 1 (Möhrle 1979) skizziert den prinzipiellen Aufbau der menschlichen Haut. Die Epidermis ist, wenn man von Fußsohlen, Handinnenflächen und Teilen von Fingern und Zehen absieht, etwa 0.07-0,17 cm dick. Von der zwischen Lederhaut und Oberhaut liegenden Keimschicht (stratum germinativum) aus erfolgt die ständige Erneuerung der Epidermis; da in dieser Keimschicht sehr viele Zellteilungen erfolgen, ist sie gegen die Einwirkung ionisierender Strahlung besonders empfindlich. Der Abstand dieser Schicht von der Hautoberfläche ist großen individuellen und lokalen Schwankungen unterworfen. Für die Berechnung der Hautdosis wurde daher nicht berücksichtigt, daß ein Teil der Beta-Energie in Hautschichten absorbiert wird, die strahlenbiologisch nicht relevant sind. Es wurden jedoch sehr weiche Betastrahlen-Anteile vernachlässigt, die aufgrund ihrer niedrigen Energien die Hornschichten der Haut nicht zu durchdringen vermögen.
Für die Berechnung der Masse m (g) des bestrahlten Gewebes wurde von einer empirischen Beziehung (Jäger 1974) ausgegangen:

3. Ergebnisse

Die auf der Grundlage der beschriebenen Verfahren berechneten Dosisleistungsfaktoren ermöglichen bei bekannter Aktivität bzw. Aktivitätsbelegung der Haut oder der Kleidung die Berechnung der Dosisleistung
- in der Haut (durch Beta- und Gamma-Strahlung)
- in den Keimdrüsen (durch Gamma-Strahlung)
- und im Knochenmark (durch Gamma-Strahlung).

Mit ihrer Hilfe sollen im folgenden typische Strahlenexpositionen beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in der Nuklearmedizin sowie bei unfallbedingten Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen abgeschätzt werden.

3.1. Kontamination der Haut oder der Kleidung bei der nuklearmedizinischen Anwendung offener radioaktiver Stoffe

In Tabell 2 sind die wichtigsten in der Nuklearmedizin angewandten Radionuklide aufgeführt zusammen mit den Dosisleistungsfaktoren für Haut, Keimdrüsen und Knochenmark bei einer Kontamination der Haut oder der Kleidung. Auf der Grundlage dieser Werte wurden Dosisleistungswerte unter den folgenden Annahmen ermittelt und in Tabelle 3 zusammengestellt:
- zu applizierendes Volumen: 10 ml
- unbemerkte Kontamination beim ungeschützten Umgang (z. B. ohne Handschuhe) mit 0,01 ml der Lösung.

Zum Vergleich sind Dosisleistungswerte angegeben, die dem in der Richtlinie "Strahlenschutz in der Medizin" angegebenen Kontaminationsgrenzwert für Betastrahler von 4 Bq/cm^2 entsprechen.
Die Zusammenstellung der Ergebnisse zeigt, daß teilweise je nach Dauer der Kontamination und der Halbwertszeit des Radionuklids Überschreitungen des Jahres-Dosisgrenzwertes für die Haut möglich sind; für den Kontaminationsgrenzwert der Richtlinie "Strahlenschutz in der Medizin" ergeben sich Dosisleistungen von etwa 3 E-6 Sv/h, sodaß der Maximalwert von 4 Bq/cm^2 zu Dosiswerten weit unterhalb des Dosisgrenzwertes für die Haut führt.

3.2. Unfallbedingte Freisetzung von Radioaktivität aus einer kerntechnischen Anlage

Die unfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe aus einer kerntechnischen Anlage führt zu einer Strahlenexposition von Mitgliedern der Bevölkerung, die in sehr komplexer Weise von zahlreichen Parametern abhängt. Die folgende Abschätzung geht dabei von Annahmen aus, die der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke 1979" sowie einer "Parameterstudie" der GRS entnommen wurden:
QUELLE der Radioaktivität: ein 1300 MWe-Druckwasser-Reaktor vom Typ Biblis B mit "Gleichgewichtskern" (d. h. entstanden nach 2,5 Betriebsjahren mit Brennelementwechsel (1/3) nach 380 und 640 Tagen und damit 3 Kernbereichen mit 10.000, 19.650 und 33.500 MWd Abbrand pro Tonne Uran). Das radioaktive Inventar des Kerns zum Zeitpunkt des Abschaltens ist in Tabelle 4 wiedergegeben (beschränkt auf die 54 wichtigsten Radionuklide, die zu 8 Gruppen zusammengefaßt wurden).

$$m = 3 \cdot F \cdot \rho \frac{(E(max) - 0{,}036)^{1,37}}{18{,}6} \qquad (1)$$

wobei
E(max) die maximale Betastrahlen-Energie (MeV)
F die kontaminierte Fläche (cm^2) und
ρ die Massendichte der Haut (g/cm^3)
bezeichnen.
Hieraus ergibt sich für die Hautdosisleistung $\dot{D}(t)$ (Sv/s)

$$\dot{D}(t) = 1{,}6 \cdot 10^{10} \cdot \frac{A(t)}{F} \cdot \sum_i \frac{n_i \cdot E_i(max)}{(E_i(max)-0{,}036)^{1,37}} \qquad (2)$$

Hierbei bedeuten:
A(t) die auf der Haut befindliche Aktivität (Bq)
i einen Summationsindex über die emittierten Betastrahlen-Energien
$E_i(max)$ die maximale Betastrahlen-Energie der i-ten Strahlungskomponente (MeV)
n_i den relativen Anteil der Strahlungskomponente i pro Kernumwandlung.

2.2. Expositionen anderer Körperbereiche durch Gamma-Strahlung
Die Strahlenexposition verschiedener Körperbereiche (T) durch Gamma-Strahlung, die von einer Kontamination der Haut und/oder der Kleidung ausgeht, wurde nach dem Konzept des absorbierten Bruchteils berechnet:

$$\dot{D}(T,t) = 1{,}6 \cdot 10 \cdot A(t) \cdot \sum_i n_i \cdot E_i \cdot SAF_i \ (T \leftarrow Haut) \qquad (3)$$

Hierbei bezeichnen:
$\dot{D}(T,t)$ die Dosisleistung zur Zeit t im Zielorgan T (Sv/s)
A(t) die Aktivität auf der Haut und/oder der Kleidung (Bq)
i den Summationsindex über die verschiedenen emittierten Gamma-Strahlenenergien
n_i den Anteil der Strahlung i pro Zerfall
E_i die Energie der i-ten Strahlungskomponente (MeV)
$SAF_i(T \leftarrow Haut)$ den Anteil der Energie (Komponente i), die vom Ort der Kontamination aus emittiert und in T absorbiert wird (bezogen auf das Gewicht von T) (1/g)

Auf die Verfahren der Berechnung von $SAF_i(T \leftarrow Haut)$ soll hier nicht eingegangen werden; prinzipiell sind hierzu aufwendige Monte-Carlo-Rechenverfahren in Verbindung mit einem mathematischen Modell der Anatomie des menschlichen Körpers erforderlich.
Tabelle 1 gibt einige der für die Dosisberechnungen benötigten SAF-werte für die Energien 20, 50, 100, 200 und 500 keV und die Zielorgane Haut, Keimdrüsen und Knochenmark wieder.

FREIGESETZTER ANTEIL des Reaktor-Inventars: die genannte Risikostudie definiert 7 verschiedene Nuklidgruppen bei 8 verschiedenen Klassen von Unfallvorgängen, die in der Studie genauer beschrieben werden. Die den einzelnen Freisetzungskategorien entsprechenden freigesetzten Anteile des Reaktor-Inventars sind in Tabelle 5 aufgeführt.

AUSBREITUNGSPARAMETER: es wird von einer Freisetzungshöhe von 100 m, einer konstanten Windgeschwindigkeit von 2,5 m/s (in 10 m Höhe) und einer Niederschlagsmenge von 5 mm/h ausgegangen.

KONTAMINATIONSPARAMETER: für die Kontamination der Haut und der Kleidung wird diese als waagerechte und ebene Fläche angenommen; das heißt: die Kontamination der Haut und der Kleidung entspricht der des Bodens.

EXPOSITIONSZEITPUNKT UND -DAUER: da ein nicht unerheblicher Teil der zu berücksichtigenden Radionuklide relativ kurzlebig ist, sind der Zeitraum der Freisetzung und der Kontamination sowie die Dauer der Kontamination bis zu ihrer Beseitigung von wesentlicher Bedeutung. Für die erst-genannten Parameter werden verschiedene Werte der Risikostudie entnommen, für die Dauer der Kontamination wurde von 24 Stunden ausgegangen.

Tabelle 6 enthält die, wie beschrieben, berechneten Dosisleistungsfaktoren der wichtigsten Nuklide für die Haut, die Keimdrüsen und das Knochenmark. Auf der Basis dieser Werte und der aufgeführten Annahmen wurden Dosiswerte für die verschiedenen Störfallkategorien in 1 km Entfernung von der Quelle berechnet und in Tabelle 7 zusammengestellt.

4. Referenzen

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, BMFT, Verlag TÜV Rheinland Bonn 1979

R. Jaeger, W. Hübner (Hsg.): Dosimetrie und Strahlenschutz; G. Thieme Verlag, Stuttgart 1974

H. Kiefer: Meßtechnik und Maßnahmen bei Personenkontamination; in: O. Messerschmidt (Hsg.): Medizinische Erstmaßnahmen bei kerntechnischen Unfällen; Strahlenschutz in Forschung und Praxis XXII, G. Thieme Verlag, Stuttgart 1981

F. Stieve, G. Möhrle: Strahlenschutzkurs für ermächtigte Ärzte, Verlag H. Hoffmann, Berlin 1979

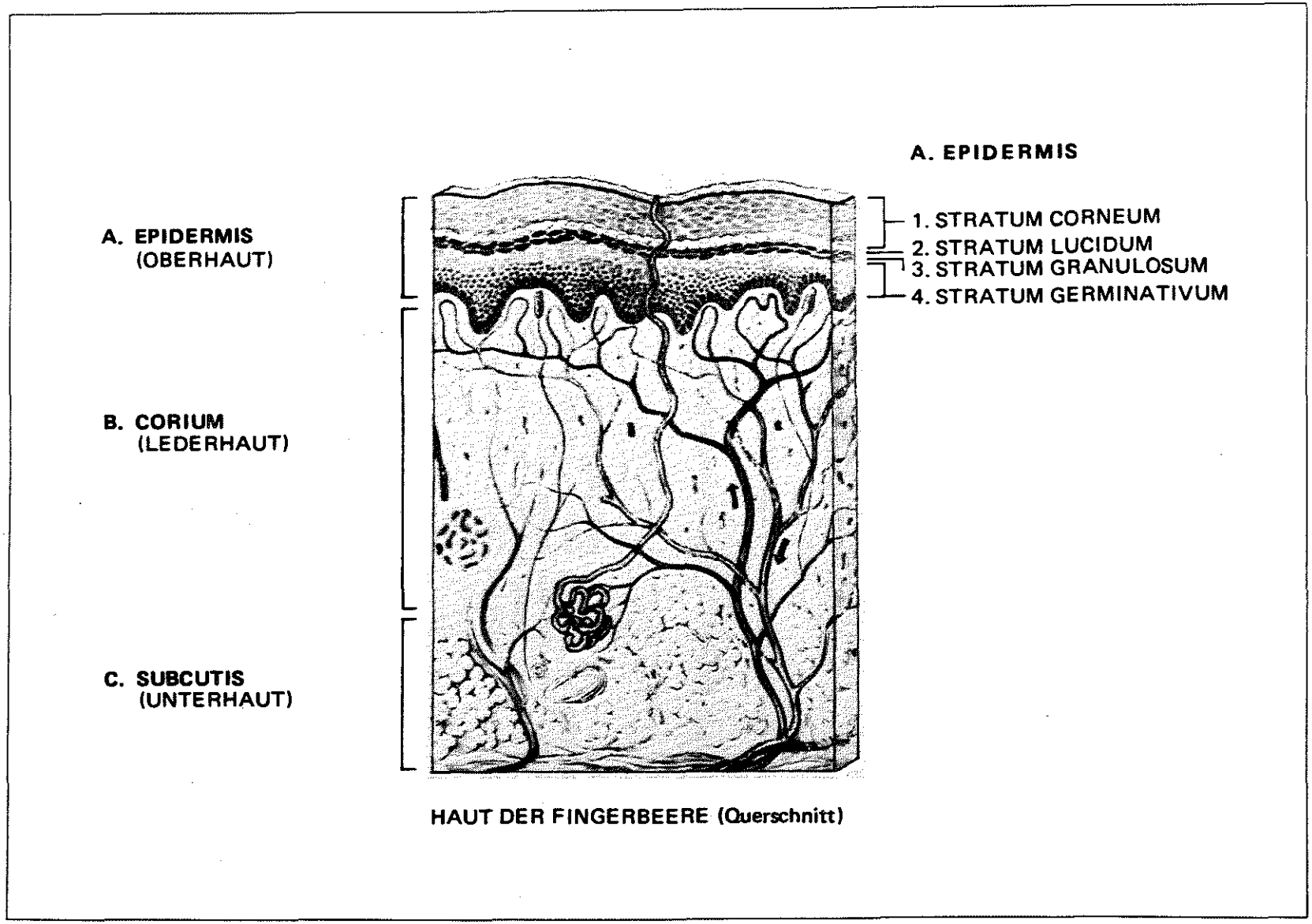


Abb. 1 Aufbau der menschlichen Haut der Fingerbeere

ENERGIE keV	HAUT	ORGAN KEIMDRÜSEN	KNOCHENMARK
20	5,6E-5	8,6E-6	6,0E-6
50	8,1E-6	4,9E-6	7,4E-6
100	5,3E-6	3,0E-6	4,0E-6
200	6,1E-6	3,8E-6	2,9E-6
500	6,9E-6	2,9E-6	2,7E-6

Tabelle 1

Werte der Spezifischen Absorbierten Bruchteile SAF (g^{-1}) für Photonen, die von einem radioaktiven Stoff bei dessen Zerfall auf der Haut oder der Kleidung emittiert und in den Zielorganen Haut, Keimdrüsen und Knochenmark absorbiert werden.

NUKLID	HAUT $Sv\ Bq^{-1}s^{-1}cm^2$	KNOCHENMARK $Sv\ Bq^{-1}s^{-1}$	KEIMDRÜSEN $Sv\ Bq^{-1}s^{-1}$
P-32	1,4E-10	-*)	-*)
Co-57	9,6E-12	7,3E-17	6,4E-17
Sr-89	1,4E-10	3,6E-20	4,1E-20
Tc-99m	2,4E-10	7,2E-17	6,9E-17
J-131	2,4E-10	9,2E-16	1,1E-15
Au-198	1,8E-10	3,7E-14	7,2E-16

Tabelle 2

Dosisleistungsfaktoren für die wichtigsten in der Nuklearmedizin gebräuchlichen Radionuklide bei einer Kontamination der Haut und/oder der Kleidung.

*) Bremsstrahlung vernachlässigbar

RADIO-PHARMAKON	MITTLERE GEHANDHABTE AKTIVITÄT (Bq)	DOSISLEISTUNG(Svh^{-1}) KN.-MARK	KEIMDR.	HAUT	HAUTDOSIS-LEISTUNG (Svh^{-1} bei 4 $Bqcm^{-2}$)
DIAGNOSTIK					
Tc-99m:					
Pertechnetat	2E8	5E-8	5E-8	2E-1	3E-6
Polyphosphat	4E8	1E-7	1E-7	3E-1	3E-6
S-Kolloid	1E8	3E-8	2E-8	9E-2	3E-6
Microsphären	4E8	1E-7	1E-7	3E-1	3E-6
DTPA	1E8	3E-8	2E-8	9E-2	3E-6
I-131:					
Hippuran	5E6	2E-8	2E-8	4E-3	3E-6
Jodid	2E6	7E-9	8E-9	2E-3	3E-6
Co-57:					
Vit. B12	2E4	5E-12	5E-12	7E-7	1E-7
Au-198:					
Kolloid	6E6	8E-7	2E-8	4E-3	3E-6
THERAPIE					
P-32	2E8	-	-	1E-1	2E-6
Sr-89	1E8	1E-11	1E-11	5E-2	2E-6
J-131	4E8	1E-6	2E-6	3E-1	3E-6
Au-198	4E9	5E-4	1E-5	3E0	3E-6

Tabelle 3

Dosisleistungsfaktoren für die wichtigsten in der Nuklearmedizin gebräuchlichen Radiopharmaka bei einer Kontamination der Haut und/oder der Kleidung mit 1/1000 der mittleren gehandhabten Aktivität (Fläche: 1 cm^2) bzw. mit dem in der Richtlinie "Strahlenschutz in der Medizin" genannten Kontaminationsgrenzwert von 4 Bq/cm^2.

NUKLID-GRUPPE 1

Nuklid	Aktivität
Kr-85m	1,0E11
Kr-85	2,9E10
Kr-87	2,0E12
Kr-88	2,8E12
Xe-133	7,4E12
Xe-135	1,5E12

NUKLID-GRUPPE 2

Nuklid	Aktivität
J-131	3,7E12
J-132	5,6E12
J-133	7,4E12
J-134	8,5E12
J-135	6,7E12

NUKLID-GRUPPE 3

Nuklid	Aktivität
Rb-86	1,4E9
Cs-134	5,2E11
Cs-136	1,7E11
Cs-137	2,6E11

NUKLID-GRUPPE 4

Nuklid	Aktivität
Sb-127	2,9E11
Sb-129	1,5E12
Te-127m	5,6E10
Te-127	2,8E11
Te-129m	2,4E11
Te-129	1,4E12
Te-131m	5,9E11
Te-132	5,6E12

NUKLID-GRUPPE 5

Nuklid	Aktivität
Sr-89	4,1E12
Sr-90	2,0E11
Sr-91	4,8E12
Ba-140	7,0E12

NUKLID-GRUPPE 6

Nuklid	Aktivität
Co-58	4,8E10
Co-60	3,6E10
Mo-99	7,0E12
Tc-99m	6,3E12
Ru-103	5,2E12
Ru-105	3,6E12
Ru-106	1,5E12
Rh-105	2,4E12

NUKLID-GRUPPE 7

Nuklid	Aktivität	Nuklid	Aktivität
Y-90	2,1E11	Y-91	4,8E12
Zr-95	6,7E12	Zr-97	6,7E12
Nb-95	6,7E12	La-140	7.0E12
Ce-141	6,7E12	Ce-143	5,9E12
Ce-144	4,1E12	Pr-143	5,9E12
Nd-147	2,7E12	Np-239	7,8E13
Pu-238	4,8E9	Pu-239	1,1E9
Pu-240	1,2E9	Pu-241	2,2E9
Am-241	1,3E8	Cm-242	5,2E10
Cm-244	4,4E9		

TABELLE 4
Radionuklid-Inventar (MBq) im "Gleichgewichtskern"
(1300 MWe Druckwasserreaktor, Typ Biblis)

FREISETZUNGS KATEGORIE	ZEIT-PUNKT	DAUER	FREIGESETZTER ANTEIL DES KERNINVENTARS Xe-Kr	I-Br	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru etc.	La etc.
1. Kernschmelzen u. Dampfexplos.	1h	1h	1.	8E-1	5E-1	4E-1	7E-2	4E-1	3E-3
2. Kernschmelzen u. großes Leck	1h	3h	1.	4E-1	3E-1	2E-1	3E-2	2E-2	3E-3
3. Kernschmelzen u. mittleres Leck	2h	3h	1.	7E-2	4E-2	4E-2	5E-3	3E-3	5E-4
4. Kernschmelzen u. kleines Leck	2h	3h	1.	2E-2	5E-3	5E-3	6E-4	4E-4	7E-5
5. Kernschmelzen u. Überdruckversagen und Filterausfall	0h	1h	2E-5	2E-5	5E-5	4E-7	6E-9	-	-
	1h	1h	2E-2	1E-3	7E-4	7E-4	8E-5	6E-5	9E-6
	25h	1h	1.	2E-2	5E-4	8E-4	5E-5	5E-5	1E-5
6. Kernschmelzen u. Überdruckversagen	0h	1h	2E-5	2E-8	5E-8	4E-10	6E-12	-	-
	1h	1h	2E-2	3E-6	7E-7	7E-7	8E-8	6E-8	9E-9
	25h	1h	1.	2E-2	5E-4	8E-4	5E-5	5E-5	1E-5
7. Kühlmittelverlust u. großes Leck	0h	1h	2E-2	5E-3	1E-2	3E-5	3E-7	-	-
8. Kühlmittelverlust	0h	1h	5E-4	2E-8	2E-8	4E-11	4E-13	-	-

TABELLE 5
Freigesetzte Anteile des Kerninventars bei verschiedenen Freisetzungskategorien

NUKLID	DOSISFAKTOREN HAUT Sv $MBq^{-1}h^{-1}m^2$	KEIMDRÜSEN Sv $MBq^{-1}h^{-1}$	KNOCHENMARK Sv $MBq^{-1}h^{-1}$
Co-58	9,5E-5*	1,7E-6	1,5E-6
Co-60	9,5E-5*	4,4E-6	3,8E-6
Rb-86	9,5E-5*	-	-
Sr-89	5,1E-5	-	-
Sr-91	5,3E-5	1,7E-6	1,6E-6
Y-91	9,5E-5*	6,4E-9	5,5E-9
Zr-95	9,5E-5*	1,2E-6	1,1E-6
Zr-97	1,2E-5	2,8E-6	3,5E-6
Nb-95	1,6E-4	1,4E-6	1,2E-6
Mo-99	5,9E-5	5,4E-7	5,3E-7
Ru-103	1,4E-4	7,9E-7	7,5E-7
Ru-105	5,4E-5	-	-
Ru-106	-	3,4E-7	3,2E-7
Rh-105	5,1E-4	-	-
Te-131m	9,5E-5*	2,5E-6	2,1E-6
Te-132	1,4E-4	5,8E-7	4,6E-7
J-131	7,8E-5	7,1E-7	6,1E-7
J-132	6,8E-5	3,9E-6	3,5E-6
J-133	5,6E-5	9,9E-7	9,2E-7
J-134	5,1E-5	4,2E-6	3,6E-6
J-135	6,7E-5	2,8E-6	2,4E-6
Cs-134	1,3E-4	2,7E-6	2,4E-6
Cs-136	9,5E-5*	3,8E-6	3,3E-6
Cs-137	8.0E-5	9.7E-7	8,8E-7
Ba-140	6,8E-5	4,5E-7	4,2E-7
La-140	5,4E-5	3,9E-6	3,4E-6
Ce-141	1,3E-4	1,7E-7	1,7E-7
Ce-143	1,5E-4	5,6E-7	1,7E-7
Ce-144	1,1E-4	4,6E-8	4,9E-8
Pr-143	6,2E-5	-	-
Nd-147	1,0E-4	2,9E-7	3,1E-7
Np-239	3,8E-4	2,9E-7	2,6E-7

TABELLE 6
Dosisleistungsfaktoren verschiedener Nuklide bei einer Kontamination der Haut oder der Kleidung
(* aus Mittelwert aller Nuklide geschätzt)

Freisetzungs-kategorie:	0.001	2.013	2.013a	2.013b	4.023	4.023a	6.0026	7.001	8.001
Boden-kontamination MBq/m²:	1,5E6	2,6E5	3,4E4	1,2E4	8,5E3	1,0E3	2,2E3	4,7E3	7,1E-3
Hautdosis nach 6h Sv:	9,5E2	84	14	7,3	2,8	0,42	0,83	1,3	2,2E-6
Hautdosis nach 24h Sv:	3,5E3	220	41	23	7,2	1,2	2,3	3,22	5,8E-6

TABELLE 7
Werte der Bodenkontamination (Hautkontamination) und der Hautdosis für verschiedene Freisetzungskategorien in 1km Entfernung

Zu erwartende Strahlenbelastung von medizinischem Personal bei der Behandlung kontaminierter Patienten

W. Kemmer
BMI Bonn

Zusammenfassung:

Über die Höhe der Personenkontaminationen mit radioaktiven Stoffen bei Betriebs- und Laborunfällen und die damit verbundene Strahlenbelastung von Ärzten und medizinischem Assistenzpersonal bestehen gelegentlich selbst in Fachkreisen unklare Vorstellungen. Die Ansicht ist weit verbreitet, daß ein Strahlenunfall mit radioaktiven Stoffen zu einer Gesundheitsgefährdung von behandelnden Ärzten und medizinischem Assistenzpersonal durch externe Bestrahlung, Kontamination oder Inkorporation führen kann. Ziel dieses Vortrages ist es, anhand realistischer Annahmen und denkbaren ungünstigen Unfallabläufen die Höhe der möglichen Personenkontamination abzuschätzen und die damit bei der Behandlung verbundene Strahlenbelastung von Ärzten und medizinischem Assistenzpersonal zu beurteilen. Es wurden mögliche Unfälle in Kernkraftwerken, in Wiederaufarbeitungsanlagen, bei der Abfallbehandlung, bei der Brennelementeproduktion, vor allem mit Plutonium, beim Umgang mit radioaktiven Stoffen in Laboratorien besonders in der Medizin und beim Transport radioaktiver Stoffe analysiert. Die aufgeführten Unfallabfälle lassen erkennen, daß die Strahlenbelastung von Ärzten und medizinischem Assistenzpersonal bei der Behandlung von Strahlenunfallpatienten selbst in geringem Abstand vom Patienten geringfügig ist. Eine Strahlengefährdung besteht nicht.

Vorbemerkung:

Die Ergebnisse basieren auf Beratungen mit Experten folgender Institutionen:

Alkem, Hanau;

Betriebsärztlicher Dienst der Nuklearfirmen, Hanau;

Bundesgesundheitsamt, Institut für Strahlenhygiene, München;

Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, München, Institut für Strahlenschutz;

Kernforschungszentrum Karlsruhe, Hauptabteilung Sicherheit.

1. Problemstellung:

Hin und wieder hat es in der Vergangenheit Unfälle gegeben, bei denen die betroffenen Personen mit radioaktiven Stoffen kontaminiert wurden. Über die daraus entstehende Strahlenbelastung von Ärzten und medizinischem Assistenzpersonal bei der Behandlung dieser Personen bestanden gelegentlich unklare Vorstellungen. Dies führte in einigen Fällen dazu, daß Ärzte die Behandlung verweigerten, da die Ansicht weit verbreitet ist, daß ein Strahlenunfall mit gleichzeitiger Kontamination des Betroffenen zu einer Gesundheitsgefährdung der behandelnden Personen durch externe Bestrahlung, Kontamination oder Inkorporation führen kann.

Insbesondere beunruhigt dabei der Konflikt, daß bei lebensbedrohenden Situationen die medizinische Erstversorgung Vorrang haben muß, aber die helfenden Personen über den Grad ihrer Gefährdung vielfach keine ausreichenden Kenntnisse besitzen.

2. Zielsetzung:

Ziel dieser Darstellung ist es, unter der Annahme denkbar ungünstiger Unfallabläufe die Höhe der damit verbundenen möglichen Personenkontamination bei den Betroffenen abzuschätzen. Daraus abgeleitet soll die damit verbundene externe und interne Strahlenbelastung von Ärzten und medizinischem Personal beurteilt werden.

3. Angenommene Unfallabläufe:

Es wurde eine Reihe von denkbaren Betriebs- und Laborunfällen auf die Höhe einer möglichen Personenkontamination geprüft. Verständlicherweise mußte hier eine Auswahl erfolgen, die beschriebenen Unfallabläufe stehen stellvertretend für weitere denkbare Unfälle mit der Möglichkeit der Kontamination mit radioaktiven Stoffen.

(Nicht betrachtet wird hier die unfallbedingte Bestrahlung von Personen mit Neutronen, da die durch Aktivierung von körpereigenen Substanzen an der Körperoberfläche entstehende Strahlung so gering ist, daß eine Gefährdung des medizinischen Personals nicht besteht.)

Anmerkung I:

Die Definition des Begriffes Unfall in dieser Darstellung entspricht nicht der in Anlage I der Strahlenschutzverordnung festgelegten eines großen kerntechnischen Unfalles mit einer hohen Anzahl Betroffener sondern der herkömmlichen eines Strahlenunfalls.

Anmerkung II:

Alle Zahlenangaben beruhen auf Abschätzungen. Umrechnungen sind teilweise gerundet. Die entsprechenden Dosis- bzw. Dosisleistungsfaktoren sind der im gleichen Band erschienenen Arbeit von Henrichs, Kaul und Seelentag entnommen.

Anmerkung III:

Die Strahlendosen wurden für den mittleren Abstand 0,5 m für den Ganzkörper und 0,1 m für die Hände abgeschätzt. Diese mittleren Abstände schienen für medizinische Maßnahmen als realistisch.

4. Beschreibung von denkbaren Unfallsituationen:

4.1 Unfälle im Brennstoffkreislauf

4.1.1 Unfälle in Reaktoren

Die Auslegungsaktivität im Wasser des Primärkreislaufs an Reaktoren beträgt etwa 7oo MBq pro Liter (2o mCi pro Liter). Die typische Aktivitätskonzentration während des Betriebs liegt üblicherweise bei etwa 1oo MBq pro Liter (3 mCi pro Liter). Unterstellt man bei einem Unfall die direkte Kontamination mit diesem Wasser - normalerweise sind Schutzeinrichtungen vorhanden - so wäre es denkbar, daß die Hautoberfläche

eines Betroffenen mit etwa 2o MBq (0,6 mCi) kontaminiert würde. Dies würde beim Betroffenen selbst an der Körperoberfläche zu einer Beta-Dosisleistung von 2,4 mSv pro Stunde (24o mrem pro Stunde) und zu einer Ganzkörperbelastung durch die Gammastrahlung von o,o2 mSv pro Stunde (2 mrem pro Stunde) führen.

Die Strahlenbelastung von Hilfspersonal ist in diesem Falle zu vernachlässigen.

Auch bei der unwahrscheinlichen Annahme, daß der Betroffene in seiner Kleidung ins Krankenhaus eingeliefert wird, - kerntechnische Einrichtungen verfügen über Dekontaminationseinrichtungen und Erste Hilfe-Stationen - und diese 1 Liter Wasser aus dem Primärkreislauf aufgesaugt hat, liegt die Gammadosisleistung in 5o cm Abstand bei Anreicherung der Aktivität in der Kleidung auf einem Fleck von 3o cm^2 unter 1 mSv pro Stunde (1oo mrem pro Stunde).

Bei der Annahme, ein Unfall würde sich bei der Auslegungsaktivität zutragen, würden die angegebenen Werte um den Faktor 7 zu erhöhen sein.

Beim Brennelementwechsel und bei Wartungsphasen liegt die Aktivitätskonzentration im Wasser des Primärkreislaufs etwa um den Faktor 1ooo niedriger. Das bedeutet auch eine entsprechend geringere Kontamination bei einem möglichen Unfall.

4.1.2 Unfälle in Wiederaufarbeitungsanlagen

Aufgrund der technischen Voraussetzungen können bei der Übernahme mittelaktiven Abfalls zum Transport Kontaminationen bis etwa maximal 4 GBq (1oo mCi) auftreten. Dies würde einer Gammadosisleistung von etwa 4 mSv pro Stunde (4oo mrem pro Stunde) in 5o cm Abstand entsprechen. Diese Werte gelten unter der Annahme, daß der Betroffene nicht entkleidet wäre. Bei Entkleidung des Betroffenen wären die genannten Zahlen erheblich niedriger.

Hochaktiver radioaktiver Abfall wird automatisch verarbeitet, Menschen kommen mit diesem nicht in Berührung. Auch bei dem kaum denkbaren Fall der Kontamination eines Menschen mit einer derartigen Probe läge die übertragene Aktivität im Bereich von 4o GBq (1 Ci), was einer Gammadosisleistung von o,o4 Sv pro Stunde (4 rem pro Stunde) in 5o cm Abstand entspricht. Auch diese Werte gelten nur unter der Voraussetzung, daß die betroffene Person nicht entkleidet würde.

4.1.3 Unfälle bei der Abfallbehandlung

Die höchsten Aktivitätskonzentrationen bei Flüssigabfällen, mit denen Menschen noch zu tun haben, kommen bei dem von einer Wiederaufarbeitungsanlage übernommenen mittelaktiven Abfall bis zu 12 ooo GBq pro m^3 (3oo Ci pro m^3) vor, der vor dem Einrühren in Zement auf 4o ooo GBq pro m^3 (1.ooo Ci pro m^3) fernbedient und abgeschirmt konzentriert wird. Eine Kontamination mit von der Kleidung aufgesaugter Flüssigkeit einer

Menge von etwa 1 Liter entspricht einer Strahlenquelle von 4o GBq (1 Ci). Dies entspricht wiederum einer Gammadosisleistung von o,o4 Sv pro Stunde (4 rem pro Stunde) in 5o cm Abstand, sofern nicht dekontaminiert wurde.

4.1.4 Unfälle bei der Brennelementproduktion, vor allem mit Plutonium

Mit Plutonium wird sowohl in wissenschaftlichen Laboratorien als auch in Fabrikationsanlagen stets nur in dichten Umhüllungen (Handschuhkästen) umgegangen, in denen zur Sicherheit des Personals Unterdruck aufrechterhalten wird.

Tabelle 1 zeigt fünf verschiedene Plutoniumgemische mit ihren Folgeprodukten, aufgeschlüsselt nach dem prozentualen Gewichtsanteil. In der Bundesrepublik Deutschland gelangt bei der Brennelementproduktion nur das Plutonium der Spalte II oder III zur Verwendung, Plutonium der zweiten Generation entsteht erst bei der Wiederaufarbeitung von Plutoniumbrennelementen. Tabelle 2 zeigt die Ortsdosisleistung nach einer Oberflächenkontamination von 4 KBq (o,1 µCi) Alphaaktivität pro cm^3 über einer Fläche von 1oo cm^3 (dies entspricht dem 1ooofachen Grenzwert für Arbeitsplätze nach der Strahlenschutzverordnung) im Abstand von 5o cm Entfernung. Aus der Tabelle ist zu ersehen, daß selbst bei dem höchsten ermittelten Wert von o,o8 µSv pro Stunde (8 µrem pro Stunde) es zu einer Jahresdosis von o,7 mSv (7o mrem) bei kontinuierlicher Bestrahlung kommen würde. Die Werte zeigen deutlich, daß auch in diesem Fall eine Gefährdung von Hilfspersonal nicht gegeben ist.

Aufgrund der niedrigen spezifischen Aktivität von angereichertem Uran und Thorium ist eine Strahlengefährdung bei der Behandlung damit kontaminierter Personen zu vernachlässigen.

5. Unfälle beim Umgang mit radioaktiven Stoffen in Laboratorien, besonders in der Medizin

Da die in der Medizin verwendeten Aktivität für den Laboratoriumsgebrauch relativ hoch liegen, dienen diese Beispiele aus der Medizin auch stellvertretend für solche aus anderen Laboreinrichtungen.

In der Medizin sind im wesentlichen Kontaminationen mit Technetium-99m in der Diagnostik oder mit Jod-131 in der Therapie möglich.

Die Aktivität von Technetium-99m-Generatoren beträgt etwa 12 GBq (3oo mCi), wobei in selteneren Fällen eine Obergrenze von 4o GBq (1ooo mCi) möglich ist. Angenommen,eine Person ist mit 12 GBq (3oo mCi) Technetium-99m kontaminiert, dann würde die Strahlenbelastung des medizinischen Personals in 5o cm Abstand rd. o,7 mSv pro Stunde (7o mrem pro Stunde) betragen.

Bei einer Kontamination mit einer in der Therapie verwendeten Aktivität von 4 GBq (1oo mCi) Jod-131 beträgt die Granzkörperbelastung des medizinischen Personals in 5o cm Abstand o,8 mSv pro Stunde (8o mrem pro Stunde).

Die Dosisleistung an den Händen des Hilfspersonals würde im Falle einer Kontamination mit 12 GBq (3oo mCi) Technetium-99m in 1o Minuten in 1o cm mittlerem Abstand rd. 3 mSv (3oo mrem) betragen. Diese an sich schon geringe Belastung vermindert sich entsprechend, wenn man davon ausgeht, daß mit dem Ablegen der Kleidung bereits etwa 9o % der Technetium-99m-Aktivität beseitigt wurden.

Im Falle der Kontamination mit 4 GBq (1oo mCi) Jod-131 läge die Dosisleistung an den Händen des Hilfspersonals bei einem Aufenthalt von 1o Minuten in 1o cm mittlerem Abstand bei etwa 3,4 mSv (34o mrem). Auch hier muß wieder - wie in allen anderen Fällen - davon ausgegangen werden, daß nach Ablegen der Kleidung des Betroffenen allenfalls ein Zehntel der Kontamination vorhanden ist und sich die Belastung somit um den Faktor 1o verringert.

6. Unfälle beim Transport radioaktiver Stoffe

Die Beförderungsvorschriften für radioaktive Stoffe sehen vor, daß in sogenannten "Typ-A-Verpackungen" nur Aktivitäten bis zur festgelegten Höchstgrenze versandt werden dürfen. Diese Höchstgrenzen sind so festgelegt worden, daß bei vollständiger Zerstörung der Verpackung Personen im Abstand von 3 m eine Dosis von nicht mehr als o,o1 Sv pro Stunde (1 rem pro Stunde) erhalten können. Die gesamte Strahlenexposition ist auf o,o3 Sv (3 rem) begrenzt. Diese Strahlenbelastung der möglicherweise kontaminierten Personen selbst läßt nur eine relativ geringfügige Kontamination zu, die für die behandelnden Personen erst recht keine Gefährdung darstellt.

Höhere Aktivitäten werden in "Typ-B-Verpackungen" versandt. Diese Art von Verpackungen muß auch unter Unfallbedingungen intakt bleiben. Kontaminationen von Personen sind damit ausgeschlossen.

7. Vorsorgemaßnahmen

7.1 Strahlenschutzvorkehrungen

Die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen und die Kernforschungszentren, die in der Bundesrepublik Deutschland hauptsächlich mit radioaktiven Stoffen umgehen, besitzen eigene Dekontaminations- und Erste Hilfe-Einrichtungen. Das Personal dieser Erste Hilfe-Einrichtungen ist strahlenschutzmedizinisch geschult. Es ist davon auszugehen, daß Unfallpatienten bei Einlieferung in ein Krankenhaus bereits dekontaminiert wurden, so daß keine oder nur geringfügige Kontaminationen an diesen Personen zurückgeblieben sind.

In allen erforderlichen Stellen steht ein Strahlenschutzbeauftragter dieser Einrichtungen zur Verfügung, der einen Unfallpatienten begleitet und behandelndes Personal beraten kann. Er ist in der Lage, alle erforderlichen Strahlenschutzmessungen durchzuführen.

7.2 Vorsorgemaßnahmen des medizinischen Personals

In Einzelfällen können Vorsorgemaßnahmen beim medizinischen Personal erforderlich sein. Geeignete Maßnahmen sind das Tragen eines normalen Operationsmundschutzes, eines entsprechenden leichten Schutzanzugs,

ein Operationsanzug ist ausreichend. Zum Schutz der Hände sind Gummihandschuhe geeignet. Kontaminationen der Umgebung können ebenfalls durch geeignete Maßnahmen vermieden werden, indem beispielsweise beim Entkleiden der Betroffenen Plastikfolien untergelegt werden.

Aus den aufgezeigten Fällen ist ersichtlich, daß Kontaminationen in der Regel nur gering sein können. Besondere Strahlenschutzvorkehrungen und Abwasserdekontaminationsanlagen sind deshalb in Krankenhäusern nicht erforderlich.

8. Bewertung der Ergebnisse

Die aufgeführten Unfallabläufe lassen erkennen, daß die Strahlenbelastung von Ärzten und medizinischem Assistenzpersonal bei der Behandlung von Patienten aus Betriebs- und Laboratoriumsunfällen selbst im Abstand von etwa o,5 m von dem Patienten nur im Bereich von mSv pro Stunde (1oo mrem pro Stunde) liegt.

Eine Gefährdung bei der Behandlung kontaminierter Strahlenunfallpatienten ist nicht gegeben.

Bedingt durch die strengen Sicherheitsvorkehrungen beim Umgang mit radioaktiven Stoffen sind so schwerwiegende Unfälle, die zu einer erheblichen Strahlenbelastung des Hilfspersonals führen, nicht denkbar.

	I Magnox-Pu	II LWR-Pu	III LWR-Pu (alt)	IV Pu 2.Gen	V Pu 2.Gen (alt)
Pu-238	0,1	1,5	1,5	2,5	2,5
Pu-239	78	58,6	58,6	50,5	50,5
Pu-240	18	23,8	23,8	26,8	26,8
Pu-241	3,4	11,0	9,8	12,5	11,0
Pu-242	0,4	4,8	4,8	7,2	7,2
Am-241	0,1	0,3	1,5	0,5	2,0

Tabelle 1: Verschiedene Plutoniumgemische mit Folgeproduktanteil (Anteile in Gewichtsprozent)

Pu - Gemisch gemäß Tabelle 1	Ortsdosisleistung in o,5 m[X)] µSv/h
I	o,o1
II	o,o4
III	o,o5
IV	o,o6
V	o,o8

X) Annahme: Kontamination mit 4 KBq α-Aktiv. pro cm^2 über 1oo cm^2 (= 1ooo x Grenzwert)

Tabelle 2: Ortsdosisleistung nach Kontamination

MEDIZINISCHER BEREICH

Vorsitzender: H. Schieferdecker

Probleme der Kontamination und Dekontamination beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen im medizinischen Bereich

B. Glöbel, C. Andres, H. Lehnen
Universität des Saarlandes Homburg (Saar)

Zusammenfassung:

Die Verwendung radioaktiver Stoffe in der Nuklearmedizin ist mit einer Strahlenexposition des Patienten, des Personals und von Teilen der Bevölkerung verbunden. Die Strahlenschutzverordnung der Bundesrepublik Deutschland gewährleistet den Schutz einzelner und der Allgemeinheit vor Schäden durch die Strahlung der Radionuklide. Der Anwender ist hiernach gehalten, die Strahlenexposition der betroffenen Personen so gering wie möglich zu halten. Die unterschiedliche Anwendung von Radionukliden in Therapie, Diagnostik und Forschung erfordert oft Kompromisse bei der Erfüllung dieser Forderung.

Eine Quelle der Strahlenexposition ist sicher vermeidbare oder unvermeidbare Kontamination. Es wird eine Übersicht über vorkommende radioaktive Kontamination in fester, flüssiger und gasförmiger Form gegeben, wobei relevante und irrelevante Sachverhalte getrennt diskutiert werden. Die resultierende Strahlenbelastung wird abgeschätzt und mit der üblicherweise maximal möglichen Strahlenexposition verglichen.

Möglichkeiten zur Dekontamination von Patienten, Arbeitsflächen, beruflich strahlenexponierten Mitarbeitern bei normaler Anwendung und nach Zwischenfällen werden vorgestellt, wobei zwischen vorbeugenden und nachträglichen Maßnahmen unterschieden wird.

Die Verwendung radioaktiver Stoffe in der Nuklearmedizin ist mit einer Strahlenexposition des Patienten, des Personals und von Teiler der Bevölkerung verbunden. Die Strahlenschutzverordnung der Bundesrepublik Deutschland gewährleistet den Schutz Einzelner und der Allgemeinheit vor Schäden durch die Strahlung der Radionuklide. Der Anwender ist hiernach gehalten, die Strahlenexposition der betroffenen Personen so gering wie möglich zu halten. Die unterschiedliche Anwendung von Radionukliden in Therapie, Diagnostik und Forschung erfordert oft Kompromisse bei der Erfüllung dieser Forderung. Eine Quelle der Strahlenexposition ist sicher vermeidbare oder unvermeidbare Kontamination. Es wird eine Übersicht über vorkommende radioaktive Kontaminationen in fester, flüssiger und gasförmiger Form gegeben, wobei relevante und irrelevante Sachverhalte deutlich gemacht werden. Die resultierende Strahlenexposition wird abgeschätzt und mit der üblicherweise maximal möglichen Strahlenexposition in der Medizin verglichen.Die Probleme der Dekontamination von Arbeitsflächen und beruflich strahlenexponierten Mitarbeitern bei normaler Anwendung werden diskutiert. Insgesamt beziehen sich die Überlegungen dieser Arbeit auf die bei normalem Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in der Medizin vorkommende Kontamination, also nicht auf Zwischenfälle, bei denen größere Mengen radioaktiver Stoffe kurzzeitig freigesetzt werden. Zunächst soll ein Überblick über den Erwerb an radioaktiven Stoffen vermittelt werden, wie er als repräsentativ für größere Kliniken gelten kann. Die Tabelle 1 zeigt für die wichtigsten Nuklide den Jahreserwerb einer 1800-Betten-Klinik, in der nuklearmedizinische Forschung, Diagnostik und Therapie betrieben wird.

Radionuklid	Erwerb pro Jahr mCi
^{3}H	17
^{14}C	3
^{24}Na	16
^{51}Cr	485
^{59}Fe	23
^{89}Sr	8
^{90}Y	600
^{99}Mo	53000
^{111}In	200
^{113}Sn	43
^{123}J	3720
^{125}J	144
^{131}J	32000
^{198}Au	42
	90301

Tab. 1: Erwerb an Radionukliden pro Jahr durch die Universitätsklinik Homburg (Saar)

Darüber hinaus liegen Umgangsgenehmigungen für weitere 52 Radionuklide vor, die jedoch zu weniger als 1 mCi pro Jahr erworben und meist nur in der Forschung verwendet werden. Um nun den Radionuklidfluß durch eine Klinik besser verstehen zu können, ist es nützlich, sich ein Arbeitsschema zu erstellen anhand dessen die Strahlenexposition von Personal und Teilen der Bevölkerung ermittelt werden kann. Dieses ist in Abbildung 1 angegeben.

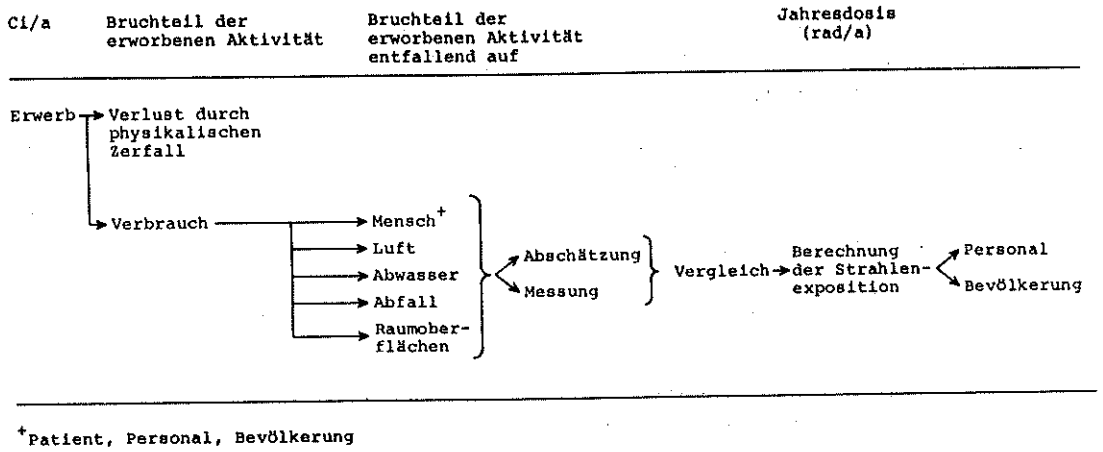


Abb. 1: Arbeitsschema zur Erfassung des Erwerbs und Verbleibs radioaktiver Stoffe und der resultierenden Strahlenbelastung von Personal und Bevölkerung

Hier wird deutlich, daß neben dem eigentlichen Verbrauch der physikalische Zerfall der radioaktiven Stoffe bereits eine Verminderung der möglichen Kontamination bewirkt. Beim Verbrauch wird die Radioaktivität auf den Menschen, die Raumluft, das Abwasser, den Abfall und Raumoberflächen übertragen, wobei unter Mensch, hier anders als in Kernkraftwerken, einerseits der Patient verstanden wird, dem diese Radioaktivität bewußt zugeführt wird, andererseits verstehen wir darunter das Personal und Teile der Bevölkerung. Mit den Raumoberflächen beginnend ist in der Tabelle 2 angegeben, wie hoch die mittlere Kontamination von Arbeitsflächen ist und in welchem Prozentsatz der untersuchten Proben eine Kontamination gefunden wird. Am Beispiel des ^{123}J wird deutlich, daß auch dann, wenn die Kontamination wie hier maximal um den Faktor 32 die erlaubte Kontamination nach der Strahlenschutzverordnung übersteigt, dies kein Grund zu Dekontaminationsmaßnahmen ist, da es hier genügt abzuwarten bis aufgrund des physikalischen Zerfalls die erlaubte Kontaminationsgrenze wieder unterschritten wird. Bei der überwiegenden Mehrzahl der Kontamination im medizinischen Bereich genügt meist das Abwarten bis durch physikalischen Zerfall die Dekontamination erfolgt ist. Wenn die Kontaminationen auch zahlenmäßig gering sind, so wird am Beispiel des ^{131}J deutlich, daß

Nuklid	mittlere Kontamination 10^{-12}Ci/cm^2	Bereich 10^{-12}Ci/cm^2	% der Flächen mit Kontamination	zugelassene Kontamination nCi/cm^2	arbeitstäglich gehandhabte Aktivität mCi/d
^{3}H	0,2	0,01- 13	42	1	0,6
^{51}Cr	17	0,1 - 170	48	1	1,1
^{59}Fe	0,3	0,1 - 1,5	6	1	0,2
^{99m}Tc	3,3	0,02- 1000	36	1	480
^{113m}In	3,4	0,04- 15	12	1	40
^{123}J	1,8	0,02-32000	56	1	9,0
^{124}J	0,9	0,1 - 3	24	1	0,45
^{125}J	4,1	0,02- 20	72	1	1,0
^{131}J	8,0	0,01- 150	70	1	140
^{198}Au	0,2	0,08- 3	6	1	0,5

Gesamtzahl der Proben: 565

Tab. 2: Oberflächenkontaminationen, maximal zugelassene Kontamination und arbeitstäglich gehandhabte Aktivität in der Nuklearmedizin (1976 - 1981)

dennoch auf der gesamten Raumoberfläche eine beträchtliche Aktivität vorhanden sein kann, denn wenn wir hier annehmen, daß der Raum eine Gesamtoberfläche von 100 m^2 hat und, wie wir aus Erfahrung wissen, ^{131}J in der Therapie sich auf der gesamten Raumoberfläche niederschlägt, so finden wir hier etwa 8 µCi ^{131}J auf der Zimmeroberfläche verteilt. Ein Grund zur Dekontamination entfällt, da diese Aktivität ständig von den Patienten nachgeliefert wird. Die Luft in nuklearmedizinischen Abteilungen ist häufig mit flüchtigen Radionukliden kontaminiert, dies nicht aufgrund unvorsichtiger Arbeitsweise, sondern aufgrund der chemischen Eigenschaften der Nuklide oder der Verbindung. In Tabelle 3 ist für ^{3}H, ^{75}Se und ^{125}J die Verdampfungsrate bei unterschiedlicher Anwendung angegeben, und wir finden, daß zwischen 0,01 - 6,5 % der eingesetzten Aktivität an die Luft abgegeben werden, je nach Anwendungsart. Lediglich bei Selen als Natriumselenit und bei seiner Anwendung im Radioimmunoassay konnte ein Verdampfen nicht nachgewiesen werden, obwohl Selenmethionin bei der Anwendung am Patienten sehr wohl eine beträchtliche Verdampfungsrate aufweist. Ein weiteres Beispiel für die Kontamination der Raumluft ist in der Abbildung 2 dargestellt für den Fall einer Theapiestation. Hier wurde die Luftkonzentration von ^{131}J über 70 Tage überwacht, und wir finden Maxima und Minima, die in Korrelation zum Patientendurchsatz zu sehen sind. Eine eingehendere Untersuchung der Kontaminationsquellen für die Raumluft in Therapieabteilungen erbrachtendie Ergebnisse, die in der Abbildung 3 wiedergegeben sind.

Nuklid	Anwendung	Verdampfungsrate %		Zahl der Untersuchungen
^{3}H	R.I.A.	1,5	pro Tag	26
	Lagerung	0,014	pro Tag	10
	Protein-Markierung	5,0	pro Markierung	4
^{75}Se	Se-Methionin	2,0	pro Untersuchung	5
	Se-Natrium-Selenit	0	-	2
	R.I.A.	0	-	8
^{125}J	R.I.A.	2,0	pro Tag	31
	Protein-Markierung	6,5	pro Markierung	15
	Lagerung	0,2	pro Tag	10

Tab. 3: Abdampfungsraten von ^{3}H, ^{75}Se, ^{125}J bei einigen typischen Anwendungsarten

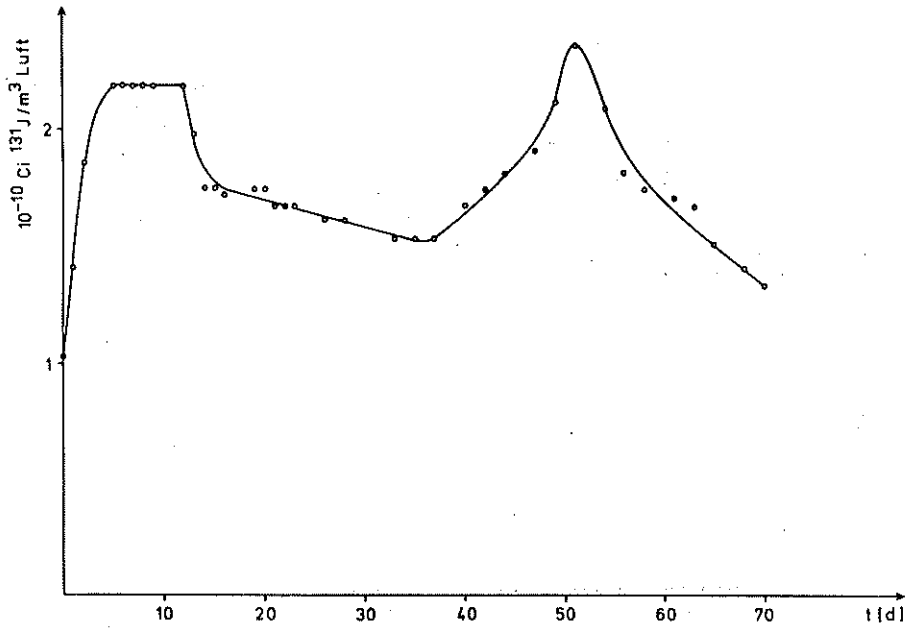


Abb. 2: Konzentration von ^{131}J in der Luft der Therapiestation vor der Filtration als Funktion der Zeit

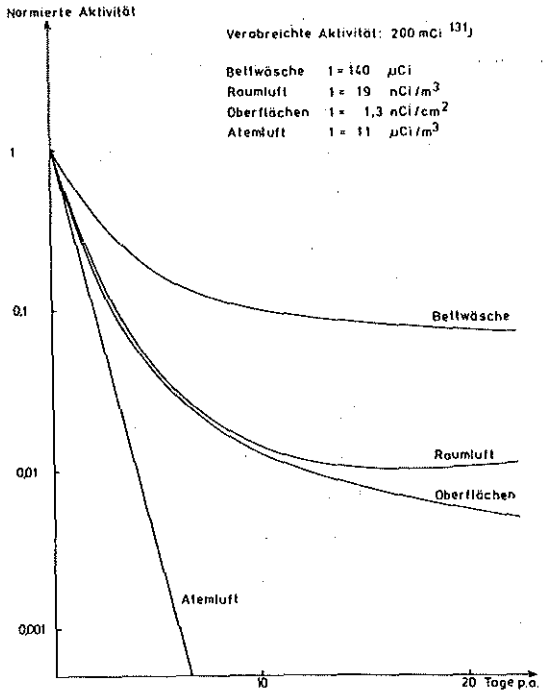


Abb. 3: Konzentration von ^{131}J in Raumluft, Ausatmungsluft, Bettwäsche und auf Raumoberflächen im Bereich der Therapie mit J-131

Es wurden hier die Bettwäsche, die Atemluft, die Raumluft und die Raumoberflächen auf Kontamination hin untersucht. Es konnte gezeigt werden, daß in den ersten 3 bis 4 Tagen die Ausatmungsluft des Patienten als Kontaminationsquelle zu sehen ist und zu einem späteren Zeitpunkt nach 4 bis 5 Tagen die Bettwäsche,und als primäre Ursache wahrscheinlich der Schweiß des Patienten, als Kontaminationsquelle auftreten. Für einen Raum, in dem mit ^{123}J in-vivo-Diagnostik betrieben wird, ist in der Abbildung 4 die Häufigkeitsverteilung für die gemessenen ^{123}J-Konzentrationen in der Raumluft angegeben. Es wurden in über 60 % der Fälle meßbare Kontaminationen der Raumluft nachgewiesen. Hinter einer solchen Häufigkeitsverteilung verstecken sich oft Arbeitsgewohnheiten, wie am Beispiel des radioimmunologischen Labors gezeigt wird, für das in der Abbildung 5 die Raumluftkonzentration als Funktion der Zeit wiedergegeben ist. Die rhythmisch wiederkehrenden kleinen Maxima und Minima hängen mit dem Arbeitsrhythmus innerhalb der Woche zusammen und es zeigt sich, daß zwischen Dienstag und Donnerstag, wenn die Untersuchungsfrequenz steigt, auch eine erhöhte Konzentration in der Luft nachweisbar ist. Das Hauptmaximum ist einer Proteinmarkierung zuzuordnen. Im Verlaufe von Proteinmarkierungen ist es möglich, daß auch ein Vielfaches der hier nachgewiesenen Konzentrationen in solchen Labors nachweisbar ist. Die Höhe der Raumluftkontaminationen hängt im allgemeinen von der Menge des eingesetzten Radionuklides ab und von der Belüftungsrate. Gehen wir zur Abwasserkontamination über, so läßt sich sagen, daß in der Regel die Radionuklide dort gefunden werden, wo in den betreffenden Labors damit umgegangen wird. In der Forschung ist es

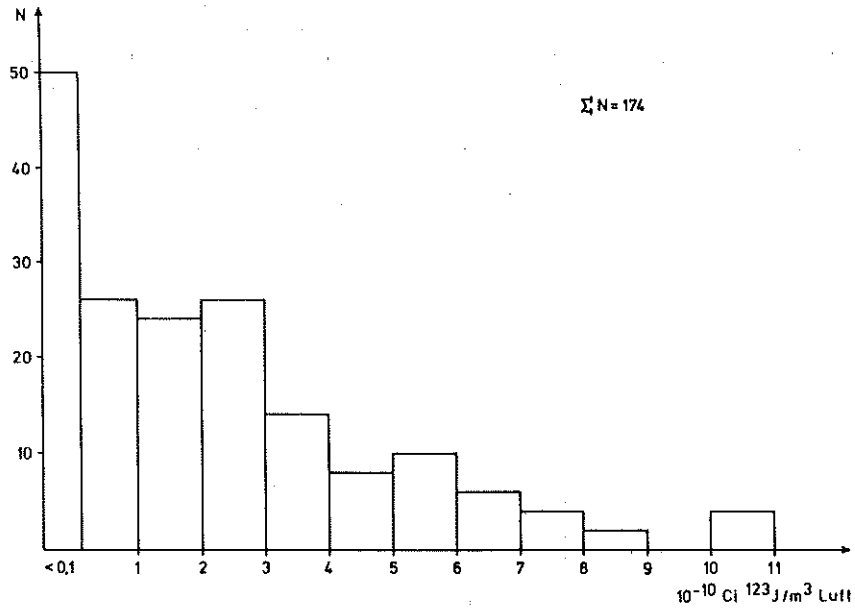


Abb. 4: Häufigkeitsverteilung der ^{123}J-Konzentration in der Luft der Schilddrüsendiagnostikräume

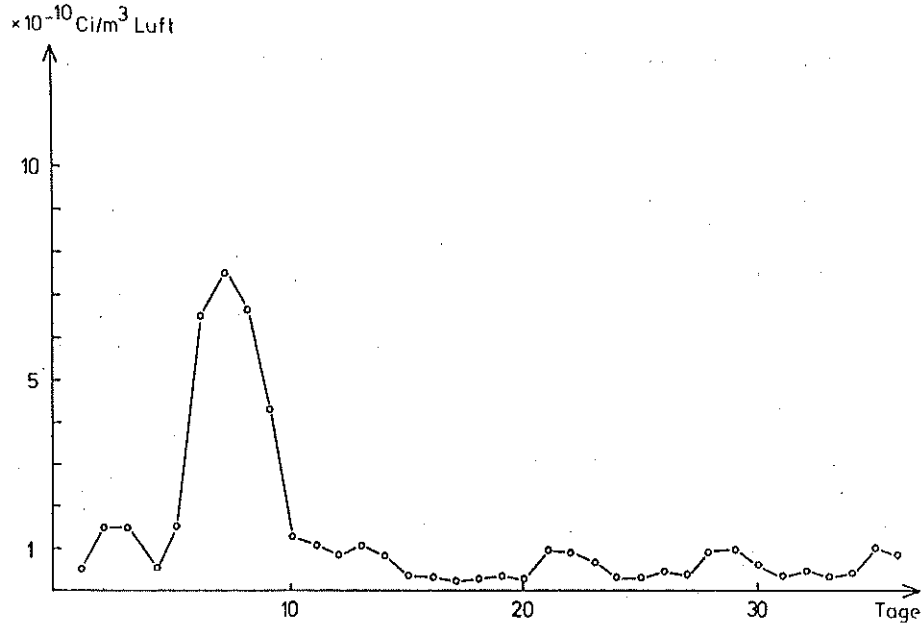


Abb. 5: Konzentration von ^{125}J in der Raumluft eines RIA-Labors während eines längeren Überwachungszeitraumes

zuweilen möglich, flüssige Abfälle zu sammeln und bis zum Abklingen der Aktivität oder zur Endbeseitigung in einem gesonderten Raum zu lagern. Jedoch die Hauptmenge der eingesetzten Radioaktivität in Diagnostik und Therapie gelangt mit dem Urin des Patienten als unvermeidbare Kontamination in das Abwasser. Am Beispiel des ^{51}Cr ist in der Abbildung 6 eine Häufigkeitsverteilung für die gemessenen Konzentrationen im Abwasser der Klinik wiedergegeben.

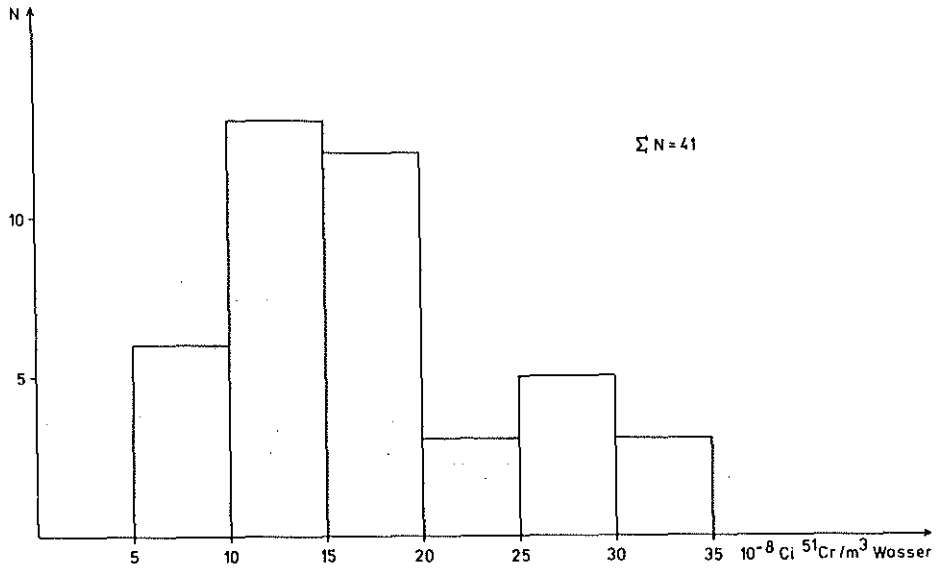


Abb. 6: Häufigkeitsverteilung der ^{51}Cr-Konzentration im Abwasser des Klinikums Homburg

In ähnlicher Häufigkeitsverteilung fanden wir ^{99m}Tc, ^{131}J, ^{123}J und auch ^{3}H im Abwasser der Klinik. Wenn man aufgrund solcher Einzelmessungen und der Analyse des Arbeitsablaufes in den einzelnen Abteilungen den Radionuklidstrom bilanziert, so ergibt sich das Bild, wie es in Tabelle 4 angegeben ist. Ein beträchtlicher Anteil der erworbenen Aktivität zerfällt, bevor er für Kontamination relevant wird. Der Prozentsatz ist umso höher, je kurzlebiger der betreffende radioaktive Stoff ist. Besonders deutlich wird das bei ^{99m}Tc und ^{111}In, wo 99,9 % zerfallen. Ein zweiter wesentlicher Bruchteil der erworbenen Aktivität taucht im Abwasser auf. Im wesentlichen gelangt er über den Urin des Patienten dorthin. Zahlenmäßig gering, jedoch beachtenswert, ist prozentual die Abgabe der flüchtigen radioaktiven Stoffe mit der Luft. Sie führt in der Regel zu interner Kontamination der beruflich strahlenexponierten Mitarbeiter. Ein Sonderfall der Kontamination betrifft die Radionuklidverunreinigung von erworbenen Präparaten. In der Tabelle 5 sind einige Beispiele angegeben, die zeigen, zu welchem Bruchteil erworbene Radionuklide mit Fremdnukliden verunreinigt sind. In der Regel ein vernachlässigbarer Bruchteil, jedoch fällt auf, daß häufig ^{60}Co als

Radionuklide	Erwerb Ci/a	Zerfall %	Abluft %	Abwasser %	Abfall %
^{3}H	0,015	0	0,5	55	44,5
^{14}C	0,003	0	?	65	35
^{32}P	0,005	90	-	8	2
^{51}Cr	0,5	30	-	68	2
^{59}Fe	0,03	20	-	78	2
^{75}Se	0,03	27	1,0	69	3
^{89}Sr	0,008	25	-	73	2
^{99}Mo	25,0	99,99	-	-	0,001
^{99m}Tc	50,0	65	-	30	5
^{113}Sn	0,043	99,99	-	-	0,001
^{113m}In	4,0	90	-	8	2
^{123}J Diag.	3,7	65	0,03	20	15
^{124}J Diag.	0,018	50	0,04	35	15
^{125}J Diag.	0,044	3	2	50	45
^{131}J Diag.	0,8	30	0,03	60	10
^{131}J Ther.	31,0	90	0,05	9	0,2
^{198}Au	0,042	60	-	38	2

? Verlust durch Verdampfen nachgewiesen, Zahlenangaben zur Zeit noch nicht möglich

Tab. 4: Bilanz über Erwerb und Verbleib radioaktiver Stoffe der Universitätskliniken Homburg (Saar)

ursprüngliches Nuklid	Aktivität zur Zeit $t_0(A_1)$Ci	Verunreinigung	Aktivität zur Zeit $t_0(A_2)$Ci	$\frac{A_2}{A_1}$
^{55}Fe	10^{-3}	^{22}Na	$1,7\cdot10^{-10}$	$1,7\cdot10^{-7}$
^{24}Na	10^{-3}	^{60}Co	$1,3\cdot10^{-10}$	$1,3\cdot10^{-7}$
		^{152}Eu	$2,0\cdot10^{-10}$	$2\cdot10^{-7}$
^{169}Y	$2\cdot10^{-3}$	^{152}Eu	$2\cdot10^{-9}$	$1\cdot10^{-6}$
^{42}K	$2\cdot10^{-3}$	^{60}Co	$9\cdot10^{-11}$	$4,5\cdot10^{-8}$
		^{152}Eu	$1,2\cdot10^{-10}$	$0,6\cdot10^{-7}$
^{59}Fe	$0,5\cdot10^{-3}$	^{60}Co	$1,5\cdot10^{-10}$	$3\cdot10^{-7}$
^{65}Zn	$5\cdot10^{-3}$	^{60}Co	$4\cdot10^{-9}$	$8\cdot10^{-7}$
^{51}Cr	$5\cdot10^{-7}$	^{60}Co	$5\cdot10^{-9}$	$1\cdot10^{-6}$
^{123}J	$75\cdot10^{-6}$	^{124}J	$2\cdot10^{-6}$	$2,7\cdot10^{-2}$
		^{125}J	$2,7\cdot10^{-8}$	$4\cdot10^{-4}$
		^{126}J	$3,7\cdot10^{-8}$	$5\cdot10^{-4}$
		^{121}Te	$1,1\cdot10^{-8}$	$1,5\cdot10^{-4}$
		^{123m}Te	$1,2\cdot10^{-10}$	$1,6\cdot10^{-6}$
^{58}Co	$0,4\cdot10^{-6}$	^{57}Co	$8,1\cdot10^{-10}$	$2\cdot10^{-3}$
		^{60}Co	$4,9\cdot10^{-10}$	$1,2\cdot10^{-3}$
^{99}Mo	$2\cdot10^{-1}$	^{99}Tc		

Tab. 5: Langlebige Radionuklidverunreinigungen in nuklearmedizinisch verwendeten Präparaten

Verunreinigung vorkommt. Relevant wird die Kontamination hier zuweilen bei ^{58}Co, wo etwa 1 - 2 o/oo ^{57}Co und ^{60}Co vorhanden sind und sicher bei ^{123}J, wo in diesem Falle 2,7 % ^{124}J nachgewiesen wurden. Je nach Herstellungsart übernimmt den Hauptteil der Verunreinigungen in anderen Fällen das ^{125}J zu einem ähnlichen Prozentsatz. In diesem Fall bewirken die Verunreinigungen, daß das eigentliche Präparat ^{123}J nur kurze Zeit verwendbar wird, da danach die Strahlenexposition dann jeweils von ^{124}J oder ^{125}J überwiegt. Ein zweiter Fall von Sonderkontamination ist in der Tabelle 6 wiedergegeben.

Nuklid	Erwerb	Abgabe (theor.)	Abgabe (exp.)	Klärschlamm	geklärtes Wasser
	Ci/a	Ci/a	Ci/a	Ci/a	Ci/a
^{3}H	0,150	0,070	n.n.	n.n.	n.n.
^{51}Cr	0,260	0,177	0,076	0,020	0,050
^{59}Fe	0,023	0,018	n.n.	n.n.	n.n.
^{99m}Tc	120,060	38,000	0,500	n.n.	0,210
^{111}In	0,210	0,126	0,035	n.n.	0,009
^{123}J	2,300	0,460	0,063	n.n.	0,020
^{125}J	0,430	0,082	0,025	n.n.	0,020
^{131}J	35,600	19,600^{+}	-	-	-
		2,100^{++}	1,000	0,050	0,800
		0,104^{+++}	-	-	-

+ : in der Abwasseranlage der Nuklearmedizin
++ : bei Abgabe von 40 mCi/Woche bis 1981 einschließlich
+++ : bei Abgabe von $\leqslant$ 2 mCi/Woche seit 1.1.1982

Tab 6: Aufteilung einiger wichtiger Radionuklide auf Erwerb (Klinikum), Abgabe (theor.), Abgabe (exp.), Klärschlamm und gereinigtem Abwasser (1981)

Es wurde hier eine Kläranlage, an die die Klinik angeschlossen ist, untersucht und es kann festgestellt werden, daß die aus dem Arbeitsablauf ermittelte theoretische Abgabe von radioaktiven Stoffen mit der experimentell gefundenen Abgabe nicht übereinstimmt. Der Grund hierfür wird sein, daß die radioaktiven Stoffe im Schlamm der wasserführenden Kanalisation adsorbiert werden und somit mehr Zeit benötigen, um zur Kläranlage zu gelangen, als es der reinen Fließgeschwindigkeit des Wassers entspricht. Experimentelle Abgabe und geklärtes Wasser sind gewissermaßen Ein- und Ausgang der Kläranlage und auch hier sehen wir, daß in der Kläranlage selbst einige Radioaktivität verloren geht, zum Teil durch radioaktiven Zerfall aufgrund der Verweildauer des Wassers in der Kläranlage, zum andern wird bei ^{51}Cr und ^{131}J sichtbar, daß der Klärschlamm ebenfalls Radioaktivität enthält. Hier ist die Abgabe in Ci pro Jahr angegeben. Da jedoch der Klärschlamm nur einen geringen Bruchteil des gesamten Wasservolumens ausmacht, bedeutet dies, daß von der Konzentration her die beiden Radionuklide im Klärschlamm in beträchtlicher Höhe angereichert werden. Dies kann im Falle langlebiger Radioaktivität zu besondern Problemen führen, da der Klärschlamm häufig zur Düngung verwendet wird und somit Eingang in die Nahrungsketten des

Menschen findet. Schließlich sei die interne Kontamination beruflich strahlenexponierter Mitarbeiter noch besprochen und zunächst am Beispiel des ^{3}H diskutiert. In Abbildung 7 sind die Konzentrationen von ^{3}H im Urin von nichtbelasteten Personen (Schüler) und von beruflich exponierten Personen dargestellt.

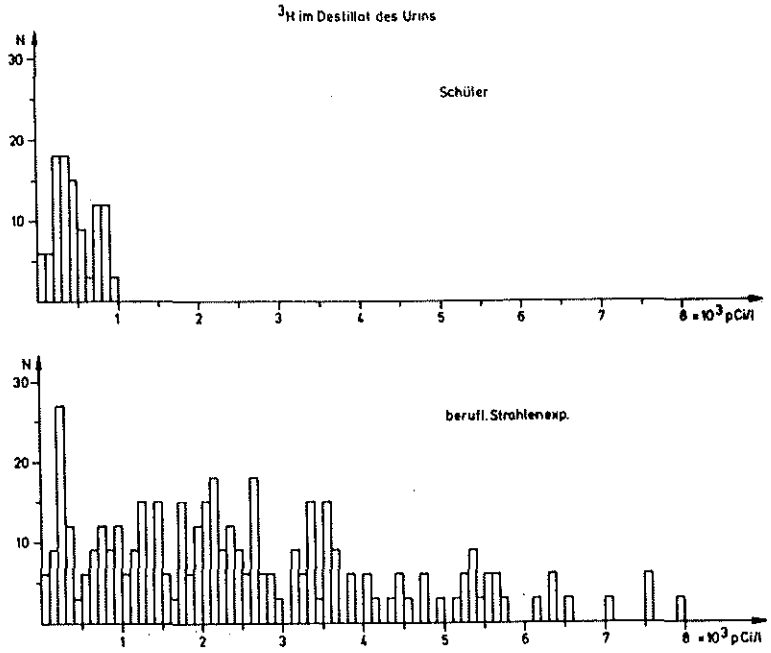


Abb. 7: Konzentrationen von ^{3}H im Urin von nichtbelasteten Personen (Schülern) und von beruflich exponierten Personen

Es ist trotz geringer Aktivität, mit der umgegangen wird (17 mCi pro Jahr) hier eindeutig nachweisbar, daß die beruflich strahlenexponierten Mitarbeiter eine erhöhte Konzentration von ^{3}H im Urin aufweisen, wenn man sie mit Schülern vergleicht, die normalerweise einer erhöhten Inkorporation von ^{3}H nicht ausgesetzt sind. Ähnliche Häufigkeitsverteilungen, die man als logarithmisch normal bezeichnen kann, finden wir bei allen übrigen Inkorporationen auch. Die wichtigsten sind in der Tabelle 7 wiedergegeben, wo die mittlere gemessene Inkorporation und der gefundene Bereich angegeben sind. Vergleicht man dies mit der arbeitstäglich gehandhabten Aktivität, so finden wir, daß ^{3}H zum Beispiel ein hohes Inkorporationsrisiko hat und vergleichsweise ^{99m}Tc nur ein geringes Inkorporationsrisiko aufweist. Zum Problem der Dekontamination ist in den bisher hier beschriebenen Sachverhalten nichts Neues, verglichen mit den Problemen bei Kernkraftwerken, hinzuzufügen. Aufgrund der Kurzlebigkeit der meisten verwendeten radioaktiven Stoffe in der Medizin sind die Dekontaminationsprobleme hier einfacher zu lösen, da zum Beispiel bei ^{99m}Tc von einem Arbeitstag zum andern bereits 4 Halbwertszeiten vergangen sind. Es soll nun noch auf die spezielle interne Kontamination beruflich strahlenexponierter Mitarbeiter eingegangen werden. Hier wird oft nach Dekontaminations- oder Dekorporationsmaßnahmen gesucht. Es muß jedoch hier diskutiert werden, ob solche Maßnahmen im Bereich der Medizin überhaupt sinnvoll sind.

Nuklid	mittlere Inkorporation nCi	Bereich	% mit nachweisbarer Inkorporation	maximal zugelassene Inkorporation µCi	arbeitstäglich gehandhabte Aktivität mCi/d
^{3}H	17o	56- 34o	7o	12ooo	o,65
^{22}Na	5	≤1-1ooo	5	23o	o,oo3
^{58}Co	35	≤1- 2oo	4	71	o,oo2
^{59}Fe	3o	≤1- 1oo	6	42o	o,1
^{99m}Tc	5oo	≤1-4ooo	38	22ooo	48o
^{123}J	4o	≤1-4ooo	11	37	9,o
^{125}J	5o	≤1- 5oo	8o	37	o,5
^{131}J	8o	≤1-5ooo	32	16	142

Gesamtzahl der Untersuchungen: 5o4

Tab. 7: Mittlere inkorporierte Aktivität, Bereich, maximal zugelassene Inkorporation und mittlere arbeitstäglich gehandhabte Aktivität in der Nuklearmedizin 1976 - 1981

In Tabelle 8 sind die maximal gemessenen Inkorporationen angegeben und die maximal möglichen Inkorporationen, die so zu verstehen sind, daß man im schlimmsten Falle eine gesamte erworbene Aktivitätsmenge inkorporiert.

Nuklid	Verbindung	aktuelle maximale Inkorporation µCi	maximal mögliche Inkorporation mCi	maximal mögliche Strahlenexposition rad	
^{3}H	H_2O	o,34	1oo	11	GK
^{99m}Tc	TcO_4^{--}	4,o	2oo	68	SD
				2,8	GK
	TcHSA	4,o	5o	o,7	GK
^{123}J	NaJ	4,o	1o	$2 \cdot 1o^2$	SD
^{124}J	NaJ	o,o1	o,5	$6 \cdot 1o^2$	SD
^{131}J	NaJ	5,o	2oo	$4,2 \cdot 1o^5$	SD
	Hippuran	5,o	1o	2,5	Niere

Tab. 8: Maximal mögliche und aktuelle maximale Inkorporation von ^{3}H, ^{123}J, ^{124}J und ^{131}J sowie resultierende Strahlenexposition bei Erwachsenen

Die in diesem Falle resultierende Strahlenexposition ist in der letzten Spalte angegeben. Es wird hier deutlich, daß beispielsweise bei ^{3}H, wo 11 rad Ganzkörperdosis zu erwarten sind, man sicherlich in keinem Fall zu Dekorporationsmaßnahmen schreiten sollte. Bei ^{131}J, wenn Natriumjodid in der Höhe von 200 mCi inkorporiert wurde, so wie es zur Therapie eigentlich verwendet wird, ergeben sich Probleme durch die Höhe der Dosis. Durch eine Dekorporationsmaßnahme kann man im allgemeinen allenfalls eine Reduktion der Strahlenexposition um den Faktor 2 - 4 erreichen. Die vollständige Vermeidung einer Strahlenexposition durch eine Dekorporationsmaßnahme ist nicht erreichbar. Im Fall des ^{131}J kann man beispielsweise sagen, daß bei weniger als 1 mCi ^{131}J eine Dekorporierungsmaßnahme sich nicht lohnt, weil der Schaden, der durch die Strahlung gesetzt wird, verglichen mit dem, der durch den Einfluß der Chemikalien hervorgerufen wird, möglicherweise vernachlässigbar ist. Es ergibt sich nur ein kleiner Dosisbereich, bei dem sich eine Dekorporationsmaßnahme möglicherweise lohnen würde. Dieser liegt zwischen 1 und 10 mCi ^{131}J. Über 10 mCi ist es im allgemeinen unerheblich, ob man dekorporiert oder nicht, da das Carcinomrisiko für die Schilddrüse bei höheren Dosen wieder sinkt und das somatische Risiko nicht mehr ansteigt. Eine Schilddrüse ist beispielsweise bei 4×10^5 rad oder bei 1×10^5 rad sicher zerstört. Man kann also dem Mitarbeiter in einem solchen Fall die Dekorporierungsmaßnahme ersparen.

Erfahrungen mit täglicher Kontaminationsüberwachung in einer nuklearmedizinischen Abteilung

K. Anger, H. Stockberg, A. Schmachtenberg
P. Treusacher, M. Wahlen
RWTH Aachen

Zusammenfassung:

In einer kleinen nuklearmedizinischen Abteilung, die in vivo fast ausschließlich ^{99m}Tc und wenig ^{131}J verwendet, werden seit 1977 2 Ärzte und 3 Röntgenassistentinnen arbeitstäglich nach Beendigung des Routinebetriebs ebenso wie die Arbeitsplätze von einer unabhänigen pyhsikalischen Arbeitsgruppe auf Kontamination überprüft.

Kontaminationen fanden sich in dieser Zeit 30 mal am radiopharmazeutischen Arbeitsplatz, 34 mal auf dem Fußboden von Heißlabor oder Applikationsraum, 12 mal in den übrigen Räumen und waren meist kombiniert. Personenkontaminationen waren 24 mal bei Ärzten , 40 mal bei Röntgenassistentinnen nachweisbar, entsprechend 2,0/Arzt/Jahr, bzw. 2,2/Assistentin/Jahr. Die Kontaminationen blieben in den meisten Fällen im kBq-Bereich. Personenkontaminationen konnten durch einfaches Abwaschen mit Wasser, Seife und Handbürste weitgehend, doch in der Regel nicht auf den Nulleffekt reduziert werden, Arbeitsplatz- und Fußbodenkontaminationen wurden nach einfachem Aufwischen lediglich abgedeckt und waren spätestens am 3. Tag nicht mehr nachweisbar.

Abstract:

In a nuclear medicine department using ^{99m}Tc and ^{131}J almost exclusively since 1977 2 physicians and 3 nuclear technologists were surveyed every day for contaminations as well as the floor and the working sites of the rooms by an independent physical working group. There were found contaminations of working sites 30 times, of the floor 34 times, of other rooms than the hot laboratory 12 times. Most contaminations were combined and remained beneath 1 MBq. Physicians were contaminated 24 times, technologists 40 times, this is 2,0/physician/year and 2,2/technologist/year. Personal contamiations were washed by soap and water, couldn't however be reduced to background in a lot of cases. Contaminations of working sites and floor were washed away superficially, then covered up and couldn't be detected one to three days after.

Hauptziel jeder Arbeitshygiene ist es - so Heft 12 der Veröffentlichungen der ICRP - , sichere und zufriedenstellende Arbeitsbedingungen zu schaffen und zu erhalten (1). In einer nuklearmedizinischen Abteilung bezieht sich diese Forderung in erster Linie auf das Vermeiden unnötiger Strahlenexposition für das Personal, wobei die besonderen Arbeitsbedingungen in der Nuklearmedizin - vergleichsweise hohe Aktivitäten energiereicher Gammastrahler - im Gegensatz zum Arbeiten im Forschungslabor und im In-Vitro-RIA-Labor die äußere Strahlung gegenüber der Inkorporationsmöglichkeit als Quelle der STrahlenexposition in den Vordergrund schieben.
Die äußere Bestrahlung durch Radiopharmakafläschchen, Injektionsspritzen während der Injektion und radioaktive Patienten ist für über 90% der beruflichen STrahlenbelastung des Personals verantwortlich, sie wird durch adäquate Abschirmmaßnahmen reduziert, ist jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Untersuchung. Radionuklidinkorporationen werden in erster Linie durch sauberes Arbeiten vermieden. Aus diesem Grund sind durch die Strahlenschutzverordnung regelmäßige Kontaminationskontrollen von Personal und Arbeitsplatz vorgeschrieben. Über Durchführung und Ergebnisse dieser Kontaminationskontrollen in unserer Abteilung von 1977 bis 1982 wird im folgenden berichtet.

1. Grundsätze des Überwachungsprogramms.

Die amtliche physikalische Strahlenschutzüberwachung des Personals beschränkt sich auf Personendosimetrie und regelmäßig vorgeschriebene Inkorporationskontrollen. Beide sind wichtig als Dokumentation der Strahlenexposition, sagen jedoch über das akute Verhalten und eine eventuelle Gefährdung am Arbeitsplatz nichts aus. Aus diesem Grund sind Arbeitsplatzüberwachung und individuelle Personenüberwachung der Dosis- und Inkorporationsüberwachung vorgeschaltet.
Zur Arbeitsplatzüberwachung gehören Überprüfung der Eignung des Arbeitsplatzes ebenso wie Überprüfung der Arbeitsabläufe, der praktischen Maßnahmen wie regelmäßiger Verwendung von Handschuhen, und einer längerfristigen Beschäftigung desselben Personals im Heißlabor. Auch die individuelle Über-

wachung ist vielschichtig und betrifft vor allem das persönliche Verhalten am Arbeitsplatz. Kontaminationsmessungen sind lediglich ein Teil dieses Überwachungsprogramms und dienen weniger der Feststellung einer erhöhten Strahlenexposition als der Kontrolle der Arbeitsabläufe und der persönlichen Arbeitsweise des einzelnen. Trotzdem schafft die ICRP eine Beziehung zwischen möglicher Strahlendosis und Messungen in einem Überwachungsprogramm über die Modelle der abgeleiteten Arbeitsgrenzwerte (AAG) und der Untersuchungsschwellen, wobei für die nuklearmedizinische Abteilung mit ihren hohen Aktivitäten am ehesten die Einführung einer Untersuchungsschwelle sinnvoll ist, also eines Kontaminationspegels, der weit unter der Gefährdungsschwelle liegen soll, jedoch unsauberes Arbeiten eines oder mehrerer Mitarbeiter anzeigt und damit eine Untersuchung der Ursachen bewirkt. Dieser Pegel kann auch je nach den Arbeitsbedingungen geändert werden.
Im eigenen Überwachungsprogramm wurde als Untersuchungsschwelle sowohl bei Hautkontamination als auch bei Messungen im Heißlabor und in Meßräumen der doppelte Nulleffekt der Meßgeräte eingeführt.

2. Überwachungsprogramm einer nuklearmedizinischen Abteilung

Der derzeitige nuklearmedizinische Bereich in den Med. Einrichtungen der RWTH Aachen entspricht in Größe, Radionuklidverbrauch und Personalausstattung etwa der nuklearmedizinischen Abteilung eines Krankenhauses der Zentralversorgung oder einer großen nuklearmedizinischen Praxis. 2 Ärzte und 3 Röntgenassistentinnen arbeiten in einem radiopharmazeutischen Labor, einem RIA-Labor, einem kombinierten Applikations- und Meßraum, 2 weiteren Meßräumen mit gelegentlicher Radionuklidapplikation und einem Dienstraum. Im In-Vitro-Labor werden wöchentlich etwa 2 MBq ^{125}J verbraucht, in 6 Jahren wurde lediglich einmal eine Arbeitsplatzkontamination in Höhe des dreifachen Nulleffekts gemessen. Es wird daher bei den weiteren Betrachtungen nicht mehr berücksichtigt.
Im radiopharmazeutischen Labor werden wöchentlich 20 GBq ^{99m}Tc und ca

100 MBq ^{131}J größtenteils als Jodhippursäure verarbeitet. Kontaminationen werden daher überwiegend ^{99m}Tc betreffen, das Überwachungsprogramm ist auf ^{99m}Tc ausgerichtet. Über die Wege der Verseuchung mit ^{99m}Tc im nuklearmedizinischen Labor liegen Untersuchungen von Nishiyama et al. (3) vor: Eine Inkorporation durch die Atemluft wurde nicht beobachtet, sondern die Inkorporation erfolgte ausschließlich durch Hand-Mund-Kontakt. Kontaminationen beschränken sich auf Hände, Laborkleidung und Arbeitsplatz und entstehen in erster Linie bei der Präparation der Radiopharmaka und beim Aufziehen der Spritzen. Nach eigenen Erfahrungen kommt als weitere Kontaminationsquelle die Injektion am Untersuchungsplatz hinzu. Eine Kontamination durch den Patienten selbst und seine Ausscheidung spielt dagegen keine Rolle. Nishiyama et al. (3) errechneten als Strahlenbelastung durch Inkorporation für die höchst kontaminierten Personen 0,005mrad/Woche für den Ganzkörper, o,0064mrad/Woche für die Harnblase.

Auf Grund dieser Erfahrungen werden im eigenen Arbeitskreis seit 1977 arbeitstäglich nach Beendigung des Routinebetriebs sämtliche Personen und Räume von einer unabhängigen physikalischen Arbeitsgruppe auf Kontamination überprüft, und zwar Arbeitsplätze, Fußböden, Abfallbehälter, Abguß, Hände, Laborkleidung und Schuhe. Über das Ergebnis wird täglich Buch geführt. Dabei werden naturgemäß nur Kontaminationen erfaßt, die bis dahin unbemerkt geblieben sind oder nicht voll beseitigt werden konnten.

Zur Messung werden eingesetzt ein Kontaminationsmonitor Herfurth H 1359A mit einem Butan/Propan-Flächenzählrohr von ca 180 cm^2 Fläche sowie ein Kontaminationsmonitor Berthold LB 1240 mit einem Xenon-Flächenzählrohr von ca 200 cm^2 Fläche. Der Nulleffekt liegt in den Meßräumen um 400 Imp./Min., im radiopharmazeutischen Labor um 500 - 600 Imp./Min, wobei 40Bq in den Meßräumen etwa eine Verdoppelung des Nulleffekts bewirken, im radiopharmazeutischen Labor wegen des höheren Nulleffekts nicht mehr sicher erfaßbar sind. Unter Berücksichtigung der Detektorfläche werden demnach die von Anlage IX StrlSchV für Gegenstände geforderten Meßwerte eben erreicht.

3. Meßergebnisse.

Von 1977 bis 1982 wurden 30 mal am radiopharmazeutischen Arbeitsplatz, 34 mal auf dem Fußboden von Heißlabor und Applikationsraum, 12 mal in den übrigen Räumen Kontaminationen über der Untersuchungsschwelle festgestellt. Kontaminationen von Personen, Fußboden und Arbeitsplatz waren in den meisten Fällen kombiniert, erstaunlich ist, daß offenbar Fußboden kontaminationen häufiger sind oder vom Personal zunächst unbemerkt bleiben als Arbeitsplatzkontaminationen. Personenkontaminationen waren 24 mal bei Ärzten, 40 mal bei Röntgenassistentinnen nachweisbar, entsprechend 2,0/Arzt/Jahr bzw. 2,2/Assistentin/Jahr.
Wie Tabelle 1 zeigt, verteilen sich die Kontaminationen auf die einzelnen Jahre gleichmäßig, lediglich die Kontaminationen der Meßräume gingen nach 1979 ganz erheblich zurück, was als Folge einer konsequenten Trennung zwischen Assistentin in Labor und Applikationsraum und übrigen Assistentinnen sowie des konsequenten Schuhwechsels anzusehen ist.

Tabelle 1: Häufigkeit von Kontaminationen über der Untersuchungsschwelle (doppelter Nulleffekt) in einzelnen Jahren.

	1977	1978	1979	1980	1981	1982
Ärzte	5	3	3	3	3	7
Assistentinnen	12	8	0	8	3	9
Arbeitsplatz	10	4	2	3	5	6
Fußboden	3	4	5	8	6	8
Meßräume	6	5	0	0	0	1

In Tabelle 2 ist die Aktivität der Kontaminationen aufgeführt. Die meisten Technetiumkontaminationen lagen trotz der verarbeiteten hohen Aktivitäten im kBq-Bereich. Nur 6 mal wurden am Arbeitsplatz, 5 mal auf dem Fußboden und 4 mal an Personen Aktivitäten von mehr als 4 MBq, also im mCi-Bereich entdeckt.

Tabelle 2: Aktivität von Kontaminationen 1977 - 1982 auf 200cm^2 Fläche gemittelt.

	bis 400Bq	bis 4 kBq	bis 4 MBq	über 4MBq
Ärzte	2	17	3	2
Assistent.	17	19	2	2
Arbeitsplatz	-	16	8	6
Fußboden	3	17	9	5
Meßräume	1	5	4	2

Bei der Beseitigung von Personenkontaminationen bestätigten sich die Erfahrungen von Moore und Mettler (2) sowie Nishiyama et al. (4), daß Kontaminationen mit ^{99m}Tc-Radiopharmaka durch einfaches Waschen mit Wasser und Seife für 2 - 3 Minuten zu 95 - 99% abwaschbar sind. Dekontaminationspasten oder-seifen waren nicht erforderlich. Allerdings reichen diese Waschprozeduren bei Kontaminationen über 1 MBq nicht aus, um den vorgeschriebenen Wert von 4 Bq/cm^2 zu erreichen, dies gilt insbesondere für eine Flächenkontamination von Gesicht und Haaren, wie sie einmal vorkam. Auf Grund der kurzen physikalischen Halbwertszeit von ^{99m}Tc war allerdings bereits am nächsten Tag der Grenzwert unterschritten.

Arbeitsplatz- und Fußbodenkontaminationen waren ebenso leicht durch Abwaschen zu beseitigen. Allerdings wurde hier - ebenfalls auf Grund der kurzen Halbwertszeit von ^{99m}Tc - unterschiedlich vorgegangen. Hohe Kontaminationen von mehr als 40 MBq werden sinnvollerweise unter Absperrung des Raums lediglich abgedeckt und erst am nächsten Tag beseitigt, die geringeren Kontaminationen wurden abgewischt und erst dann abgedeckt. Der betreffende Raum brauchte in diesem Fall nicht gesperrt zu werden. Nur 2 mal war eine Arbeitsplatz- oder Fußbodenkontamination noch am nächsten Tag, 1 mal noch nach 2 Tagen nachweisbar.

4. Diskussion

In der nuklearmedizinischen Abteilung wird derzeit fast ausschließlich das kurzlebige ^{99m}Tc, dieses jedoch in Aktivitätsmengen von GBq, verarbeitet. Trotz dieser hohen Aktivitäten sind Kontaminationen von Personal und Arbeitsplätzen, wie die vorliegenden Meßergebnisse zeigen, ganz selten. Allerdings liegt die Untersuchungs- bzw. Meßschwelle für Kontaminationen relativ hoch, nämlich im Bereich des vorgeschriebenen Grenzwerts. Sind Kontaminationen eingetreten, so sind sie in der Aktivität meist höher als bei Arbeiten im Labor, breiten sich außerdem in der Regel weiter aus. Da es sich jedoch um ganz kurzlebige Kontaminationen handelt, ist es bei Arbeitsplatz- und Fußbodenkontaminationen sinnvoll, diese lediglich abzudecken und vor der Reinigung abzuwarten, bis sie abgeklungen sind. Bei Hautkontaminationen muß nicht unbedingt eine volle Dekontamination bis zum Nulleffekt angestrebt werden.

Literatur:

1. ICRP Heft 12. Allgemeine Grundsätze der Strahlenschutzüberwachung von Beschäftigten. Fischer Stuttgart-New York 1977.
2. Moore P.H., F.A. Mettler, Skin decontamination of commonly used medical radionuclides. J.Nucl.Med. 21 (1980) 475 - 476.
3. Nishiyama H., S.J.Lukes, P.A.Feller, R.J.Van Tuinen, C.C.Williams, E.L.Saenger. Survey of ^{99m}Tc contaminations of laboratory personnel: Its degree and routes. Radiology 135, 467 - 471 (1980)
4. Nishiyama H. et al. , Survey of ^{99m}Tc contamination of laboratory personnel: hand decontamination. Radiology 137 (1980) 549-551

Strahlenschutzaspekte bei der Therapie mit Jod-131 in der Nuklearmedizinischen Klinik der Universität Düsseldorf auf dem Gelände der Kernforschungsanlage in Jülich

W. Friedrich
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Wir überwachen strahlenschutzmäßig seit Jahren Patienten, die mit ^{131}Jod behandelt werden, weil sie an einem malignen (bösartigen) Schilddrüsenkarzinom leiden. Die Behandlung erfolgt postoperativ und wird, entsprechend dem Krankheitsverlauf, nach einem längeren Zeitraum wiederholt. Dabei wird zur Therapie eine Kapsel mit 3,7 GBq (100 mCi) und 2 bis 3 Tage später noch eine mit gleicher Radioaktivität oral appliziert.

Alle Einrichtungen des Krankenzimmers und die Patienten werden routinemäßig überwacht. Darüber hinaus haben wir Messungen der Körperausscheidungen in Zusammenarbeit mit den Patienten durchgeführt.

Die Kontaminationen der Atemluft der Patienten wurde ausgemessen. Dabei und bei der Bestimmung der Raumluftkonzentration wurde ein organisch gebundener Jodanteil von 90 % bestimmt. Messungen im Raum ergaben eine maximale Raumluftkonzentration von 1 $kBq \cdot m^{-3}$, die nach 14 Stunden kleiner als die zulässige mittlere Raumluftkonzentration in Kontrollbereichen von 320 $Bq \cdot m^{-3}$ (8,8 nCi/m^3) war. Die Freisetzung über die Atemluft betrug $< 7 \times 10^{-5}$ der applizierten Radioaktivität.

Die Freisetzung aus der Therapiekapsel wurde bestimmt und war $< 2 \times 10^{-5}$-fache der angelieferten Radioaktivität pro Tag.

Die Kontaminationen im Krankenzimmer, an der Patientenwäsche, Bettwäsche und im Transportbehälter waren < 80 $kBq \cdot cm^{-2}$ (2 $\mu Ci/cm^2$) gemittelt über 100 cm^2.

Abstract:

Concerning health physics we look after patients since years, who are treated with ^{131}iodine, because they suffer from a malignant thyroid carcinoma. The treatment takes place after the operation and will be repeated after a longer period of time corresponding to the course of the illness. For that therapy a capsule of 3.7 GBq (administered dose) is given orally and 2-3 days later another capsule with the same radioactivity. All equipment of the patients room and the patient himself are controlled in a certain routine. On top of that we measured the excrements of the patients. The contamination of the exhalation of the patients were measured. In the exhalation and in determinating the concentration of the air in the room an organically fixed iodine part of 90 % was found. The concentration of the air in the room is only 14 hours higher than the permitted concentration of the air in the room in controlled areas of 320 $Bq \cdot m^{-3}$. The release factor of the exhalation was 7×10^{-5} of the administrated dose.

The release factor of the therapy capsule was $< 2 \times 10^{-5}$ times that of the delivered radioactivity of one day.

The contamination in the patient's room, in his clothing and in the transport container of is < 80 $kBq \cdot cm^{-2}$ in the average of 100 cm^2.

Einleitung

Bei der Therapie von malignen Schilddrüsenkarzinomen wird eine und 2 bis 3 Tage später eine weitere 3,7 GBq (100 mCi) ^{131}Jod-Kapsel oral appliziert. Dies bedeutet für den Strahlenschutz in einer Klinik, daß die Kapsel und der Patient sowohl eine Strahlenquelle als auch eine radioaktivitätsfreisetzende Quelle darstellen. In Bezug auf die Direktstrahlung aus dem Patienten ergibt sich kein wesentlicher Unterschied zu anderen Therapieformen, bei denen offene oder umschlossene radioaktive Stoffe appliziert werden.

Die Kontaminationen sind unterschiedlich und wiederholen sich nicht generell. Für die Patienten gilt, daß sich der größte Teil der inkorporierten Radioaktivität im Urin und geringere Mengen in Faces, Sputum und Schweiß wiederfinden (1,2). Dabei wurden die höchsten Werte am ersten Tag nach der Applikation bestimmt.

Meßmethoden

Die Raumluftkonzentration wurde mit einem Jodmonitor der Fa. Herfurth gemessen und mit einem speziellen Filter, gemäß Bild 1, bestimmt. Mit diesem Filter kann aerosoles, elementares und organisch gebundenes Jod nacheinander herausgefiltert werden (4,5).

Die Urinkonzentrationen der einzelnen Proben konnten mit einem Curiemeter bestimmt werden.

Die Kontaminationen an den Sachen und Einrichtungen wurden direkt mit einem Großflächenproportionalzählrohr mit Xenongasfüllung bestimmt. Wischtests erfolgten mit Aceton getränktem Filterpapier.

Meßergebnisse

Die Ergebnisse der Raumluftmessung gemäß Diagramm 1 zeigten eine maximale Konzentration von 1,0 $kBq \cdot m^{-3}$ (27 nCi/m^3), 1,5 Stunden nach Applikation, die bis zu einem Faktor 5 höher liegt als Messungen im Krankenzimmer an anderer Stelle. Nach 14 Stunden war die Schwelle für die mittlere jährliche Aktivitätskonzentration in Kontrollbereichen von 320 $Bq \cdot m^{-3}$ (8,8 nCi/m^3) bereits unterschritten. Da die Zimmer nicht an die Lüftungsanlage angeschlossen sind, liegt dieser Kurvenverlauf neben der Aktivitätsfreisetzung aus dem Patienten an der natürlichen Lüftung des Krankenzimmers. Das Ergebnis der differenzierten Ausmessung der Raumluft ergab die in Tabelle 1 angegebenen Werte. Diese lassen folgende typische Verteilung erkennen:

1. aerosoles Jod 2 %
2. elementares Jod 8 %
3. organisches Jod 90 %.

Die Bestimmung der Ausatemluft der Patienten gemäß Bild 2 und Diagramm 2 ergab eine effektive Halbwertszeit von 7 bis 16,4 h. Der Freisetzungsfaktor betrug entsprechend $1,4 \times 10^{-5}$ bis 7×10^{-5} der applizierten Jodaktivität.

Die Bestimmung der Jodfreisetzung gemäß Bild 3 aus der Therapiekapsel ergab das 2×10^{-5}fache der Ausgangsaktivität pro Tag mit einem organisch gebundenen Anteil von $\sim$ 80 %.

Zur Bestimmung der Urinkonzentration wurde uns von einem Patienten der Urin zur Verfügung gestellt. Die Messung ergab dann den in Diagramm 3 gezeigten zeitlichen Verlauf. Danach ergibt sich für diesen Fall eine maximale Aktivitätskonzentration von 4,3 M $Bq \cdot ml^{-1}$ (116 $\mu Ci/ml$), die innerhalb von 24 Stunden unter 20 % und nach 48 Stunden unter 5 % des Maximalwerts liegt.

Die Ergebnisse der Kontaminationsmessungen gemäß Tabelle 2 zeigen, daß die größten Kontaminationen an der Unterwäsche und Bettwäsche gefunden wurden mit < 80 $kBq \cdot cm^{-2}$ (2 $\mu Ci/cm^2$) und an der Transportverpackung mit < 30 $kBq \cdot cm^{-2}$ (0,8 $\mu Ci/cm^2$). Die übrigen Kontaminationen auf dem Fußboden und den Essentabletts waren kleiner. Zusammenfassend kann man sagen, daß abgesehen von den Kontaminationen am Transportbehälter, die Kontaminationen wesentlich bestimmt werden durch das Verhalten der Patienten.

Diskussion

Die Kontaminationen, die wir gemessen haben, sind größer als die, die normalerweise beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in Aktivlabors vorkommen. Daß es dennoch selten zu geringfügigen Kontaminationen des Personals kommt, und die Kontaminationen sich auf die Krankenzimmer beschränken, liegt am Verhalten der Mitarbeiter. Diese belehren vor der Therapie gründlich die Patienten. Die Mitarbeiter halten sich nur selten und dann kurzfristig nach der Applikation und zu den Mahlzeiten in den Zimmern auf. Dabei tragen sie als Schutzkleidung einen geschlossenen Laborkittel, Überschuhe und ggf. Handschuhe. Außerdem werden nach jeder Behandlung die Krankenzimmer auf Kontaminationen überprüft und regelmäßig gründlich gereinigt. Dies zeigt auch die geringfügige Dosisbelastung unserer Mitarbeiter. Die Ganzkörperdosen sind < 0,5 mSV/Monat; und es kommt nur vereinzelt zu geringfügigen Inkorporationen (< 500 Bq).

Die Patientenwäsche wird generell, wenn die Kontaminationen > 5 $Bq \cdot cm^{-2}$ (1×10^{-4} $\mu Ci/cm^2$) sind, bei uns solange gelagert und dann erst den Patienten zugeschickt, wenn keine Kontaminationen mehr nachgewiesen werden können.

Die Bettwäsche wird in der Aktivwäscherei der KFA gewaschen. Früher haben wir auch Einmalbettwäsche verwandt, die aber neben den Beschaffungskosten hohe Abfallbeseitigungskosten verursacht hat, da wir kein entsprechendes Abklinglager haben.

Besondere Probleme haben wir mit der Abwasserbehandlung. Um die Verarbeitung der Abwässer nicht zu erschweren, wird der Urin der Patienten 48 Stunden in Kleinbehältern gesammelt.

Nach unseren Meßergebnissen wird die Umgebung unserer Klinik bei einem jährlichen Jodverbrauch von 740 GBq (20 Ci) durch die Emissionen über die Abluft mit 74 MBq (2 mCi) belastet.

Bei der Berechnung der Umgebungsbelastung gehen wir allerdings von dem allgemein anerkannten Freisetzungsfaktor von 5×10^{-4} aus /6/, entsprechend einer Emission von 370 MBq (10 mCi). Wir berücksichtigen aber den hohen organisch gebundenen Anteil des Jods.

Die Umgebungsbelastung wird pro Kalenderjahr für die gesamte Kernforschungsanlage berechnet und über die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit veröffentlicht.

Literatur

/1/ NCRP Report 37, Washington, D.C. (1970)

/2/ Nishizawa, U., et al, Monitoring of I excretions and used materials of patients treated with ^{131}I. Health Physics 38 (1980), 467.

/3/ Marshall, C.H., et al., Contamination of air and surroundings by patients treated with large qualities of iodine 131 for thyroid Carcinoma. New York University Medical Center, 560 First Avenue, New York 10016.

/4/ Heinemann, H., Vogt, U.J., Friedrich, W., Feinendegen, L.E. Radioiodine in Nuclear Medical Therapie. Department of Safety and Radiation Detection, Nuclear Research Center Jülich, Department of Nuclear Medicine, University Hospital Düsseldorf, FRG. Zur Veröffentlichung in der Fachzeitschrift Strahlentherapie eingereicht.

/5/ Heinemann, U., Messung von elementarem, aerosolförmigem und organischem Jod in der Abluft. Interner Bericht der Abteilung Sicherheit und Strahlenschutz der Kernforschungsanlage Jülich.

/6/ Glöbel, B., Die Ökologie von stabilem und radioaktivem Jod und ihre Bedeutung für die Beurteilung des Strahlenrisikos bei der medizinischen Anwendung. Interner Bericht des Instituts für Biophysik der Universität des Saarlandes - Boris Rajewsky Institut, D-6650 Homburg.

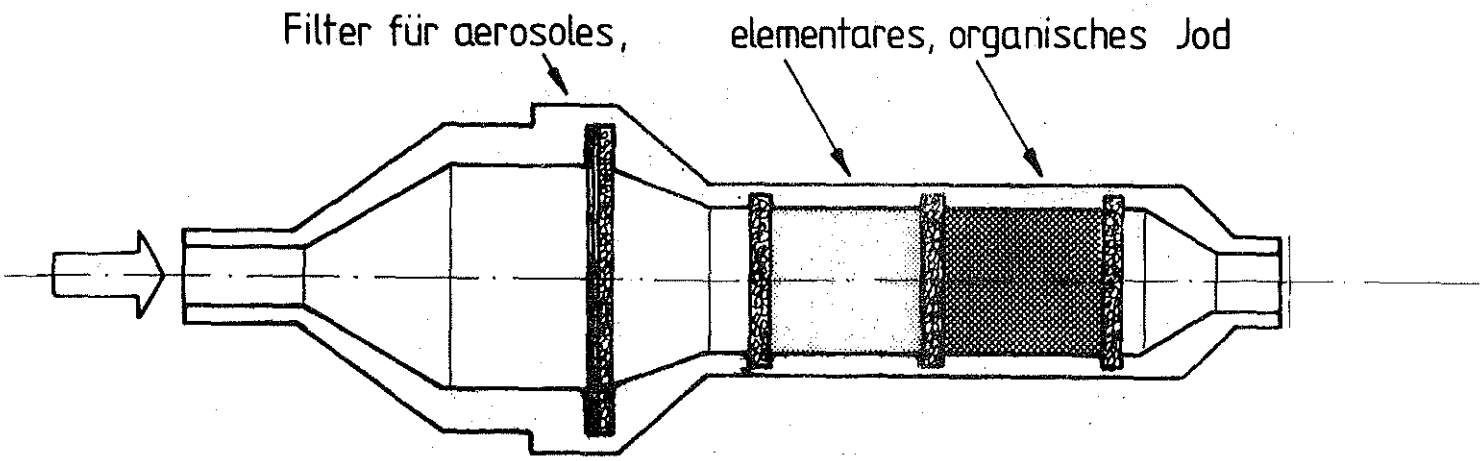
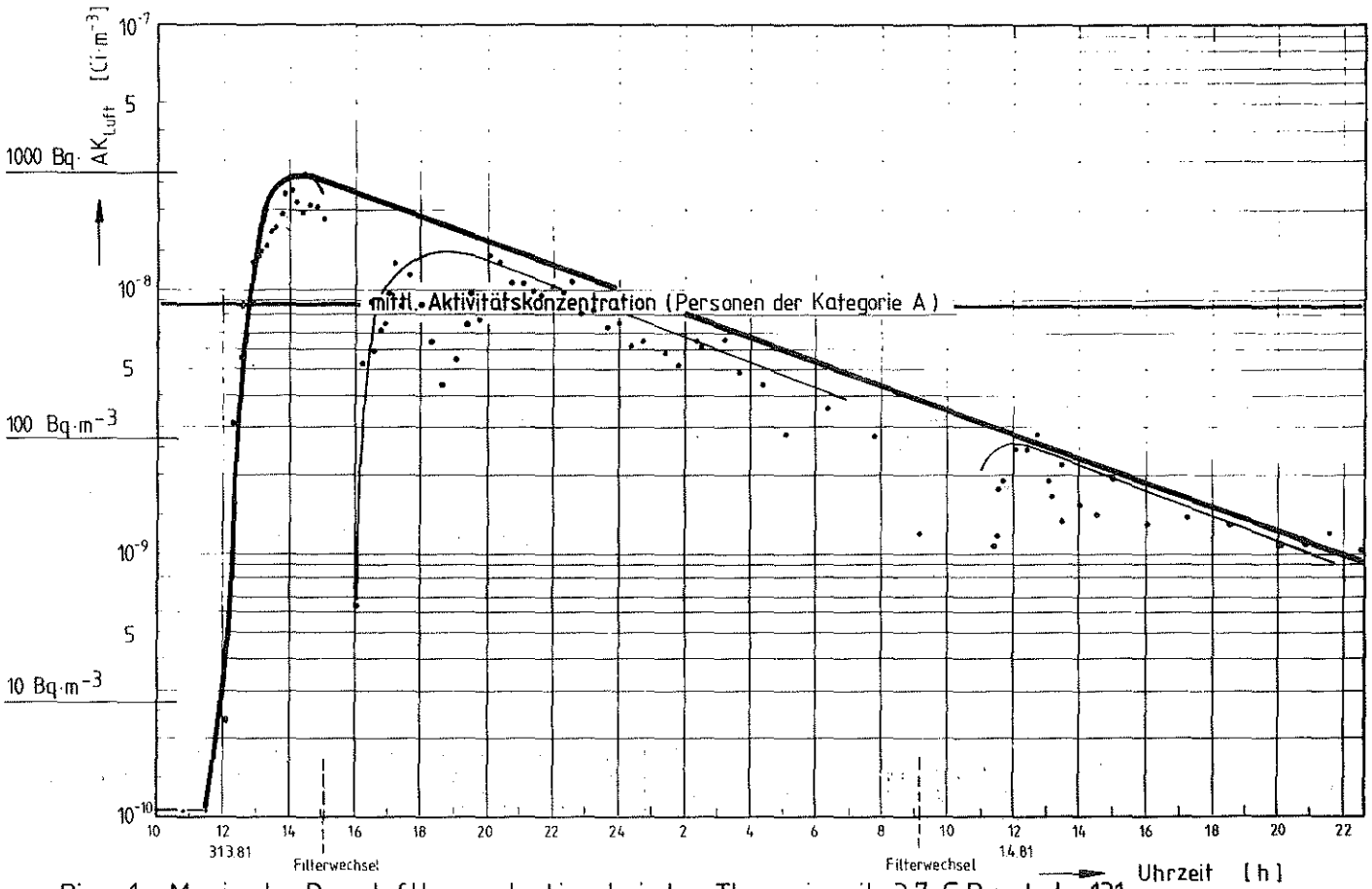


Bild 1 Jodfilter zur Bestimmung der Jodverbindungen



Diag. 1 Maximale Raumluftkonzentration bei der Therapie mit 3,7 GBq Jod - 131

Tabelle 1: Ergebnisse der Raumluftüberwachung

Applizierte Radioaktivität	Sammelzeit	^{131}Jodaktivitäten im Filter in Bq				rel. Anteil in %		
		organ.	elem.	aerosol.	Gesamt.	organ.	elem.	aerosol.
3,7 GBq	24 h	99	7	7	112	87.3	6.6	6.1
	24 h	188	10	3	201	93.4	5.0	1.6
	24 h	352	135	3	369	95.5	3.6	0.9
(100 mCi)	2 h	62	1	0,4	63	97.6	1.8	0.6
	17 h	1106	20	8	1135	97.5	1.7	0.8
	6 h	36	6	1	43	82.5	14.6	3.0
	68 h	84	65	15	164	51.5	39.6	8.9
	19 h	223	6	2	230	96.7	2.4	0.9
	67 h	237	11	10	258	91.9	4.3	3.8
	68 h	57	26	13	97	59.1	27.3	13.6
	20 h	210	87	10	307	68.4	28.4	3.2
	15 h	1999	45	4	2048	97.6	2.2	0.2
	Durchschnitt					92.54	5.92	1.54
0.74 GBq	24 h	36	0.4	$<2\times10^{-2}$	36	>98.8	>1.1	> 0.1
0.56 GBq	20 h	482	6	0.3	488	98.7	1.2	0.1
	68 h	634	7	0.5	641	98.8	1.1	0.1
	Durchschnitt					98.8	1.1	0.1
0.37 GBq	24 h	26	0.4^{x}	0.4^{x}	< 27	>97.3	<1.3	< 1.4
	25 h	33	0.1^{x}	0.1^{x}	< 34	99.2	<0.4	< 0.4
	21 h	5	1	1	7	68.4	16.2	15.5
	Durchschnitt					>95.3	<2.4	< 2.4

x Nachweisgrenze

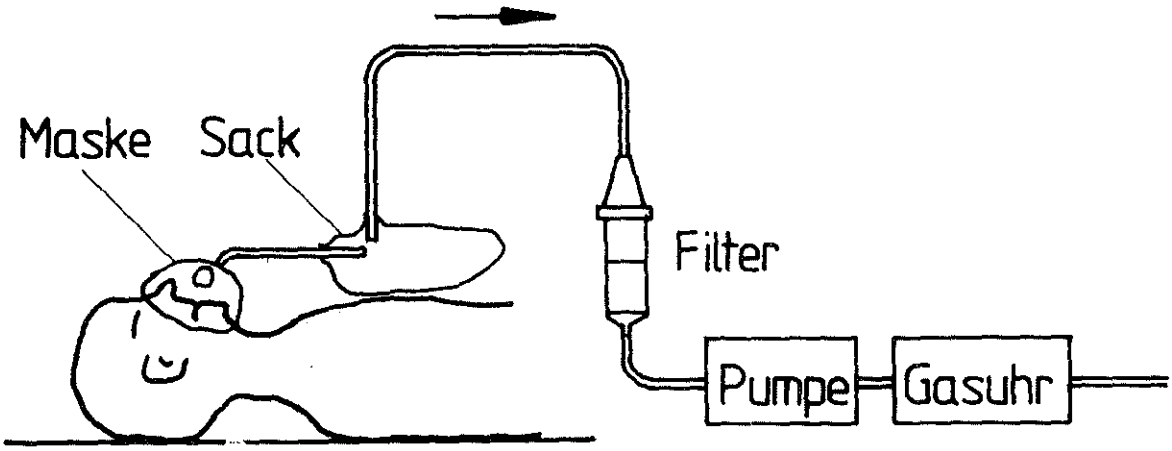
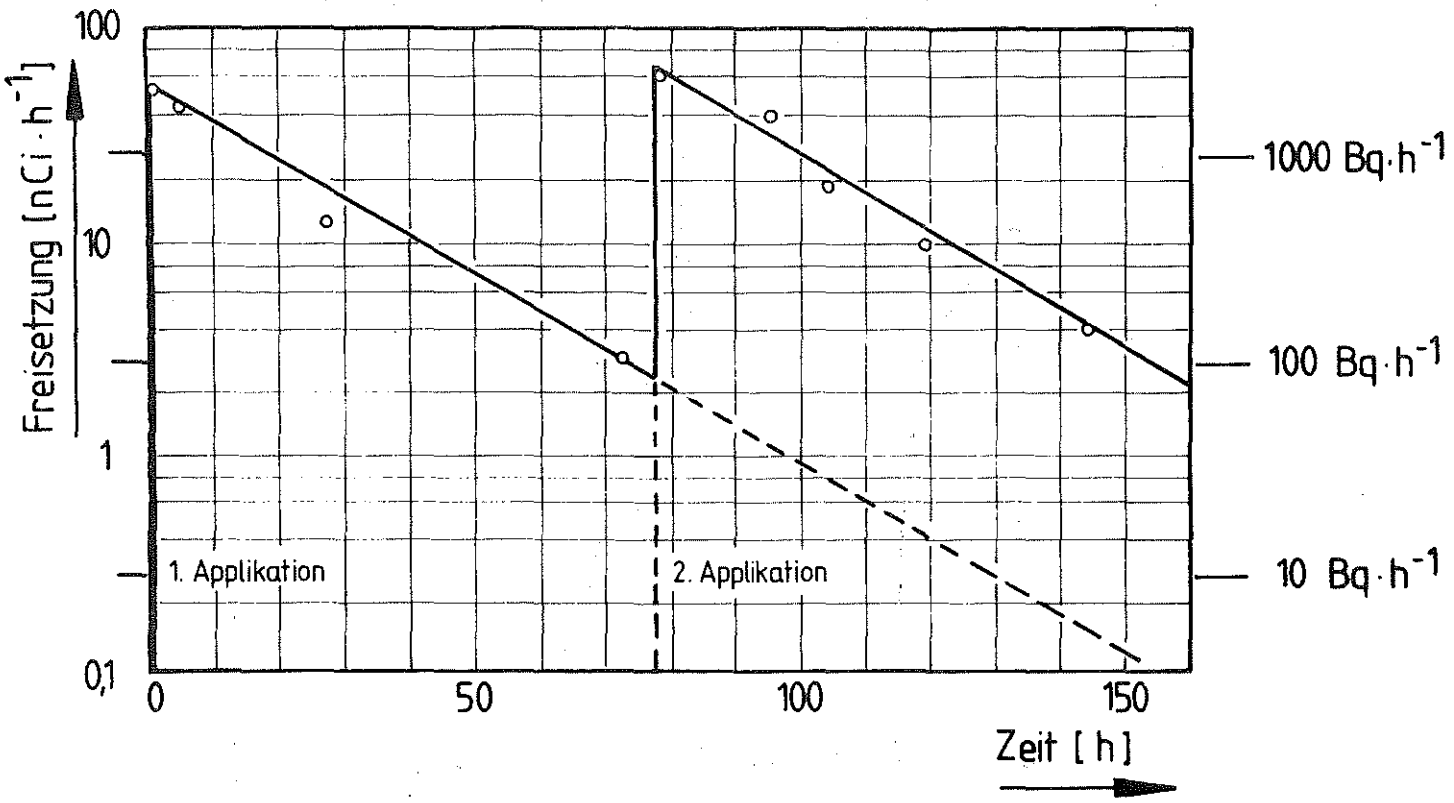


Bild 2 Messung der Atemluft des Patienten



Diagr. 2 Jodfreisetzung mit der Atemluft

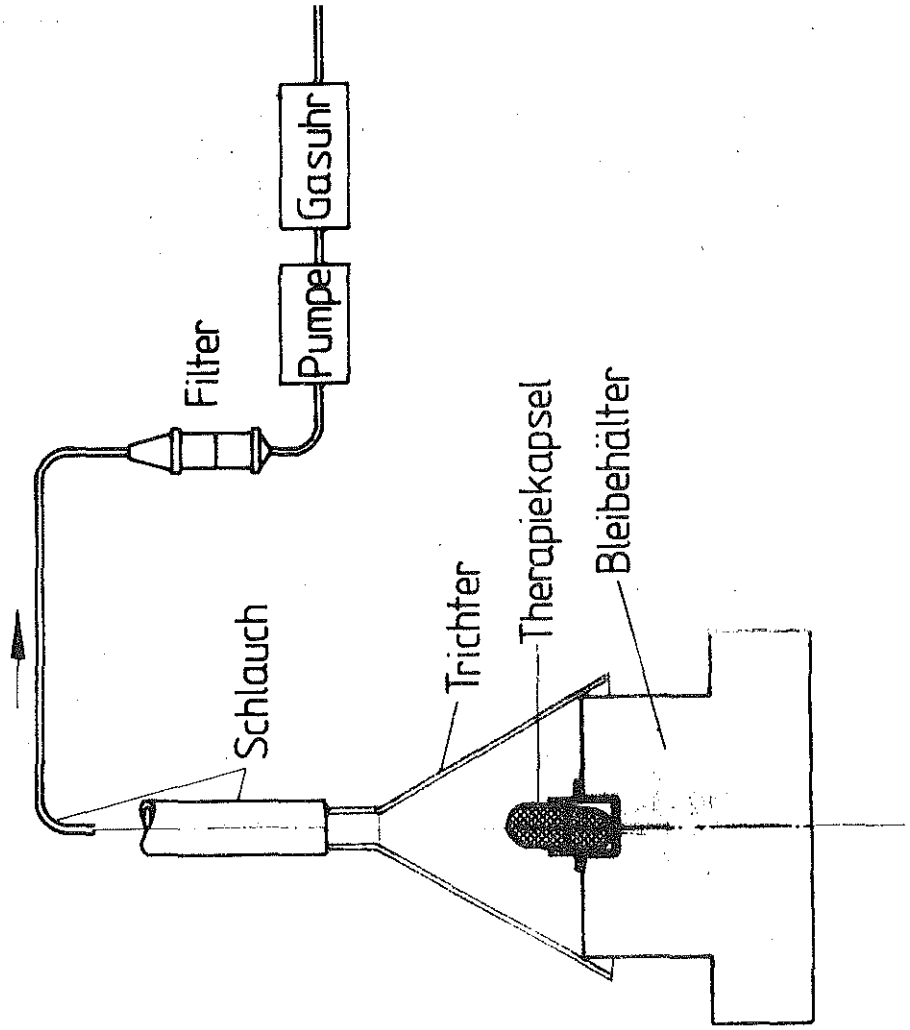
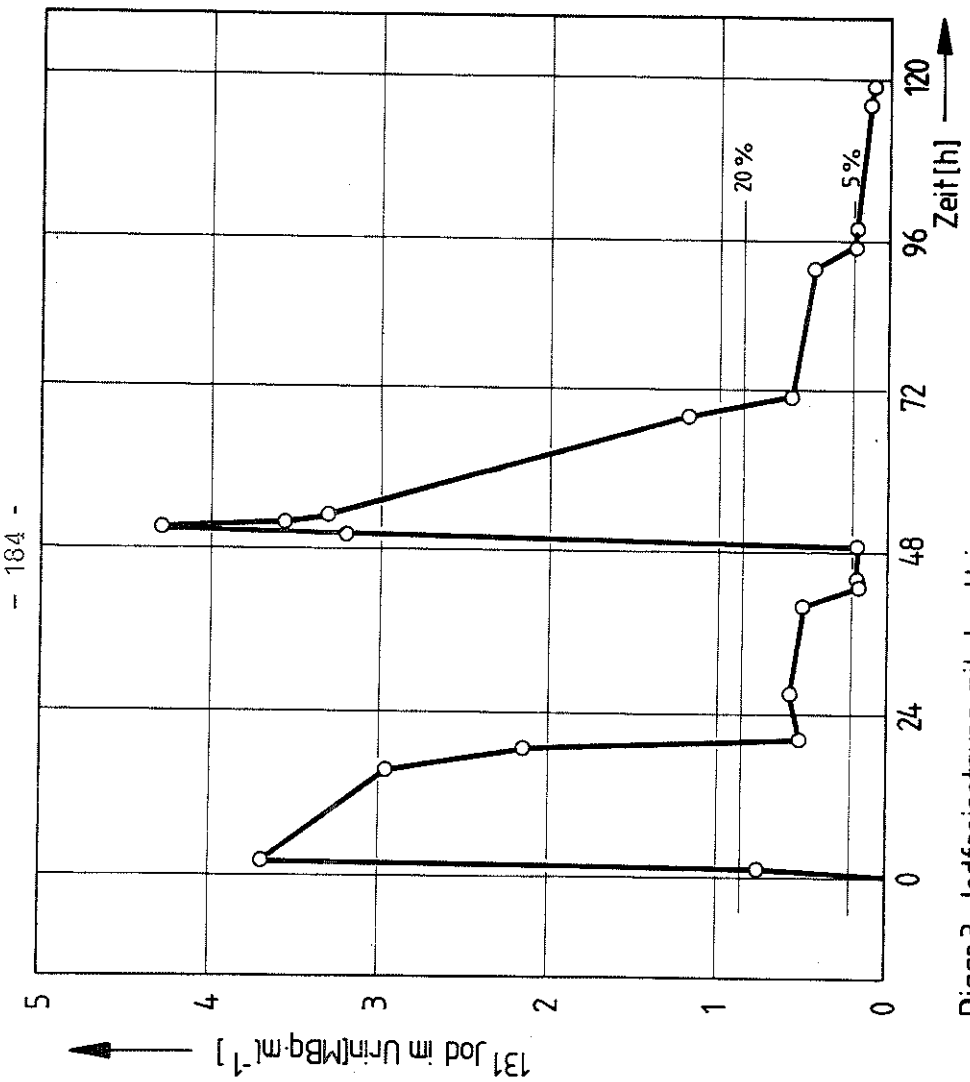


Bild 3 Messung der Jodfreisetzung aus der Therapiekapsel



Diagr. 3 Jodfreisetzung mit dem Urin

Bezeichnung	Kontaminationsmessung gemäß Anlage IX zur Strahlenschutzverordnung $Bq \cdot cm^{-2}$
1. Transportbehälter	
1.1 Bleibehälter, innen	< 25.000
1.2 Styroporverpackung	< 30.000
1.3 Blechdose	< 50
2. Bettwäsche	
2.1 Kopfkissen	< 80.000
2.2 Bettwäsche	< 20.000
3. Zimmer	
3.1 Fußboden	< 150
3.2 Telefon	< 200
3.3 Stuhl	< 100
3.4 Toilette	< 1.500
3.5 Tisch	< 100
3.6 Fieberthermometer	< 200
3.7 Waschbecken	< 300
3.8 Badewanne	< 50
3.9 Handdusche	< 150
4. Socken	
4.1 Kleidung	< 8.000
4.2 Schuhe	< 1.900
4.3 Zahnbürste	< 400
4.4 Elektrorasierer	< 200
4.5 Kugelschreiber	< 100

Tabelle 2: Ergebnisse der Kontaminationsmessungen

SPEZIELLE ASPEKTE

Vorsitzender: H. Brunner

Kontaminations- und Dekontaminationsprobleme beim Umgang mit Tritium

H.J. Riedel, H.J. Fabian
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Das in der Natur nur in bedeutungslosen Mengen vorkommende Wasserstoffisotop Tritium erlangte durch den Betrieb kerntechnischer Anlagen, bei der Wiederaufarbeitung von Reaktorbrennstoffen und neuerdings durch die Fusionstechnologie zunehmend an Bedeutung.

Aufgrund der geringen mittleren β-Strahlungsenergie des Tritiums von 5,5 keV bestehen keine Probleme des äußeren Strahlenschutzes, Abschirmmaßnahmen sind nicht erforderlich. Die Inhalation von T_2-Gas ist, infolge der weitgehenden Expiration, weniger gefährlich als die Inkorporation von HTO. Schwierigkeiten bereitet der Nachweis und die Überwachung auf Kontamination und Inkorporation mit geeigneten Strahlungsmeßgeräten. Eine Feldüberwachung, wie bei γ-Strahlern, ist wegen der geringen Strahlungsenergie nicht möglich. Die Personenüberwachung auf erfolgte Tritiuminkorporation kann nur durch Ausscheidungsüberwachung ausgeführt werden.

Das hohe Diffusionsvermögen von Tritium in allen Werkstoffen, insbesondere bei höheren Temperaturen, verursacht besondere Probleme beim Einschluß des Gases und fordert spezielle Techniken beim Umgang mit großen Tritiummengen. Dekontaminationen auf herkömmliche Art werden durch das Tritiumdiffusionsvermögen erschwert.

Die Bedeutung dieser Gesichtspunkte wird im Zusammenhang mit der Errichtung und dem Betrieb eines Lagers für 10^5 Ci (10 g) Tritium erörtert.

Tritium, das radioaktive Isotop des Wasserstoffs, ist ein schwacher β-Strahler mit einer mittleren Strahlungsenergie von 5,5 KeV. Demzufolge bestehen keine Probleme des äußeren Strahlenschutzes, und Tritium könnte ohne Abschirmmaßnahmen gehandhabt werden. Daß man dennoch bei der Handhabung von Tritium größte Vorsichtsmaßnahmen ergreifen muß, ergibt sich aus den physikalisch-chemischen Eigenschaften dieses Wasserstoffisotops, und zwar:

1. aus dem Aggregatzustand, Tritium ist ein Gas,
2. aus den Wasserstoffeigenschaften wie:

   großes Diffusions- und Permeationsvermögen,
   dem Isotopenaustausch
   und der Brennbarkeit des Wasserstoffs sowie
3. aus der Oxidation von Tritium mit dem Luftsauerstoff.

Was diese Eigenschaften bewirken und welche Folgen bzw. Probleme daraus für den Strahlenschutz entstehen, soll nachfolgend behandelt und anhand von Beispielen erläutert werden.

Aus dem Aggregatzustand Gas folgt, daß zur Einschließung des Tritiums dichte Behältnisse erforderlich sind.

Absolut dicht gebaut und leckfrei verschließbare Behältnisse sind jedoch in der Praxis (vor allem bei routinemäßigen und großtechnischen Arbeiten) kaum realisierbar.

Eine Undichtigkeit entsprechend einer Leckrate von 10^{-6} mbar l sec^{-1}, die im Behälter- und Anlagenbau eine durchaus akzeptable Dichtigkeit darstellt, würde nämlich, 1 bar Druckdifferenz vorausgesetzt, auf Tritiumaktivität umgerechnet, einen Tritiumfluß von 2,5 μCi/sec (10^5 Bq/sec) bedeuten.

Zur Lagerung des Tritiums bindet man es daher chemisch als Hydrid an Uran-, Zirkonium- oder Titanmetall und erreicht dadurch über dem Metalltritid, z. B. bei Uran, einen Tritiumpartialdruck von $4 \cdot 10^{-6}$ mbar.

Die Konzentration von in Uran gebundenem Tritium ist von der Temperatur bzw. dem Tritiddissoziationsgrad abhängig. Mit einer Dampfdruckkurve vergleichbar, wird der Tritiumpartialdruck im

Gleichgewicht durch eine für das Uran-Tritium-System charakteristische Funktion

$$\log p \text{ (p in Torr)} = -4471/T + 9{,}461$$

beschrieben.

Einige Partialdruckwerte für vier verschiedene Temperaturen sollen das Uran-Tritium-System veranschaulichen:

$T = 25^{o}C$	$p = 4 \times 10^{-6}$	mbar
$T = 100^{o}C$	$p = 4 \times 10^{-3}$	mbar
$T = 406^{o}C$	$p = 1$	bar
$T = 550^{o}C$	$p = 14$	bar

In Abhängigkeit von der Temperatur nimmt Uran also solange Tritium auf oder gibt das Uran Tritium ab, bis der der entsprechenden Temperatur zugehörige Gleichgewichtsdruck im System erreicht ist.

Durch die Lagerung als Urantritid in einem Metallbehälter mit einer Leckrate von 10^{-8} mbar l sec^{-1}, bei einer Temperatur von $25^{o}C$ und damit einem Tritium-Partialdruck von $4 \cdot 10^{-6}$ mbar, wäre durch Leckage nur noch eine Tritiumfreisetzung von $3{,}3 \cdot 10^{-13}$ Ci/h ($1{,}2 \cdot 10^{-2}$ Bq/h) zu erwarten. Durch Permeation wird sie auf $1{,}6 \cdot 10^{-11}$ Ci/h ($6 \cdot 10^{-1}$ Bq/h) abgeschätzt. Will man das Tritium wieder gasförmig für Experimente zur Verfügung haben, muß das Tritium vom Uran durch thermische Behandlung desorbiert werden. Dies geschieht durch Aufheizen auf z. B. $400^{o}C$.

Bei dem dann vorliegenden Tritiumpartialdruck von 1 bar und einer Tritiumaktivität von ca. 1 Ci/cm^3 (37 GBq) in der Gasphase über dem Urantritid errechnet sich pro Stunde Heizdauer eine durch Leckage bedingte Aktivitätsfreisetzung von $3{,}72 \cdot 10^{-5}$ Ci/h ($1{,}36 \cdot 10^{6}$ Bq), durch Permeation die von 0,5 Ci/h ($1{,}85 \cdot 10^{10}$ Bq/h).

Wasserstoff und so auch Tritium besitzen im Vergleich zu anderen Gasen ein wesentlich höheres Permeationsvermögen in praktisch allen Werkstoffen, wobei die Metalle mit eingeschlossen sind.

Schon bei Umgebungstemperatur und erst recht bei höheren Temperaturen von einigen 100°C wird aufgrund dieser Eigenschaft eine Tritiumfreisetzung aus Behältnissen in solchen Mengen auftreten, daß diese meßbare Werte ausmachen, die nicht zu vernachlässigen sind.

So wird aus einer Tritiumgasflasche üblicher Bauart mit 20.000 Ci (740 TBq) Tritium Inhalt pro Tag Tritium in der Größenordnung von 270 µCi (10^7 Bq) freigesetzt.

Eine weitere Folge des hohen Diffusionsvermögens von Tritium ist es, daß Tritium in den Behälterwerkstoff eindiffundiert, auf diese Weise quasi verlorengeht, und es dadurch einer Bilanzierung entzogen wird.

Das als weiteres Kriterium genannte hohe Austauschvermögen der Wasserstoffisotope untereinander wurde schon frühzeitig zur Markierung von Substanzen mit Tritium, so bei der Wilzbach-Methode, eingesetzt. Ebenso wird Tritium aber auch in alle wasserstoffhaltigen Substanzen durch Isotopenaustausch eingebaut, wie in die Kunststoffe, die für Abdichtungen z. B. bei Elektrodurchführungen erforderlich sind, in den Gummi von Boxenhandschuhen und auch in das Öl der Gasförderpumpen, wodurch diese Materialien mit Tritium kontaminiert werden.

Auch die Brennbarkeit des Tritiums und die damit verbundene HTO-Bildung bedarf bei der Handhabung größerer Mengen, d. h. ab Norm-Literbereich, besonderer Vorkehrungen. Luft- oder Sauerstoffeinbrüche in Tritiumbehälter müssen dann unbedingt verhindert werden, damit kein zündfähiges Gas - Luftgemisch entstehen kann.

Tritium unterliegt in Luft aber auch einer gewissen Selbstoxidation mit einer Rate von 1 Prozent pro Tag, so daß schon hierdurch HTO gebildet wird.

Bedingt durch Behälter-Leckraten, Tritium-Diffusion bzw. -Permeation, sollte man Tritiumgas oder auch als Tritid gebundenes Tritium niemals nur in einem Containment lagern oder handhaben, da hieraus, mengenmäßig von der Temperatur und vom Druck abhängig, ständig Tritium an die Umgebung abgegeben würde.

In der KFA wurde eine Anlage zur Einschließung und Handhabung von 10^5 Ci (3700 TBq) Tritium konzipiert und errichtet, bei der

die tritiumbeaufschlagten Behälter und Leitungen (das Gasmanipuliersystem), das primäre Containment mit einer Leckrate von 10^{-8} - 10^{-9} mbar l sec^{-1}, darstellen. Dieses primäre Containment befindet sich in einem sekundären Containment, einer in zwei Etagen aufgebauten Handschuhbox. In der oberen als Druck- und Vakuumbehälter ausgebildeten zylindrischen Boxetage sind das primäre Containment, eine Tritiumfilteranlage und ein Tritiummonitor eingebaut. Die Oberbox wird mit Argonatmosphäre betrieben und während des Betriebes druckgeregelt. Schleusvorgänge an der Box zur Einbringung und Herausnahme von Komponenten werden mit Doppeldeckelbehältern ausgeführt.

Bei Überschreiten eines Tritiumkonzentrationsgrenzwertes in der Oberbox wird bei ca. 10^{-3} Ci/m^3 ($3{,}7 \cdot 10^7$ Bq/m^3) über den Monitor automatisch die Tritiumfilteranlage in Betrieb gesetzt.

Die Tritiumfilteranlage arbeitet auf der Basis der katalytischen Wasserstoffverbrennung und Adsorption des gebildeten Wassers, sie besteht aus einem Umwälzgebläse, CuO-Katalysatorbett, Gaskühler und Molekularsieb-Patronen. Die Molekularsiebpatronen sind auswechselbare, gasdichte Edelstahlbehälter mit Absperrventilen und so ausgelegt, daß das Inventar eines Tritiumbehälters (20.000 Ci Tritium) als tritiiertes Wasser aufgenommen werden kann.

Eine tritiumkontaminierte Atmosphäre in der Oberbox wird von der Filteranlage schon im Einmaldurchgang auch von hohen Ausgangskonzentrationen (ca. 1000 Ci/m^3 = 37 TBq) auf < 10^{-4} Ci/m^3 (3,7 MBq) gereinigt. Im Umluftbetrieb erreicht man nach fünf bis acht Stunden < 10^{-5} Ci/m^3 (370 kBq).

Durch die Anwendung von Handschuhschleusen und deren Spülen mit Argon im Bedarfsfall sowie durch metallische bzw. keramische Abdichtung aller Durchführungen steht ein weitgehend dichtes Sekundärcontainment zur Tritiumeinschließung auch im Störfall zur Verfügung.

Die Verschlußdeckel der Handschuhschleusenöffnungen der Oberbox sind geschlossen, wenn die Box außer Betrieb ist. Das Gasmanipuliersystem ist evakuiert, und der Tritiumdetektor befindet sich in Betrieb. Die unter leichtem Unterdruck gehaltene Box hat eine Dichtigkeit von 10^{-3} mbar l/sec.

Diese Handschuhbox ist in einem Raum mit zehnfachem Luftwechsel aufgestellt. Die Wände dieses Raumes sind mit einer 0,07 mm dicken Aluminium-Folie ausgekleidet und einer leicht entfernbaren Latexfarbe gestrichen.

Mit Hilfe dieser Maßnahmen sollen eine sichere Einschließung und Handhabung von Tritium gewährleistet werden.

Durch die kontinuierliche, intensive Belüftung des Raumes mit zehnfachem Luftwechsel wird im Normalbetrieb eine den Strahlenschutzanforderungen (10^{-6} Ci/m^3 = $3{,}7 \cdot 10^4$ Bq/m^3) genügende Raumluftdekontamination gewährleistet.

Eine vorbeugende Dekontaminationsmaßnahme besteht darin, daß die in das Tritiumlabor für kurze Zeit eingebrachten Gegenstände, z. B. ein Abfallfaß oder ein Transportbehälter, in Kunststoff-Folie verpackt wird und die Folie nach der Arbeit als tritiumhaltiger Abfall behandelt wird. Zusätzlich werden alle Schleusvorgänge in die Box und aus der Box heraus mit einem in der Alpha-Technik bewährten Doppeldeckelschleussystem durchgeführt.

Eine Dekontamination von tritiumkontaminierten Flüssigkeiten wird bei kleinen Mengen, z. B. Pumpenöl, in der Regel nicht ausgeführt. Die Stoffe werden als Abfall abgegeben.

Die Entfernung eines anhaftenden tritiumaktiven Wasserfilms von der Oberfläche aller im Labor vorhandenen Geräte einschließlich der Wände des Raumes ist nicht realisierbar.

Zur Verhinderung, daß HTO in das Mauerwerk der Raumwände eindringen kann, haben wir diese Wände mit einer als Dampfsperre dienenden Aluminiumfolie vollständig ausgekleidet. Der darauf befindliche Latex-Anstrich ist leicht entfernbar, so daß dadurch eine HTO-Wandkontamination, wenn sie z. B. nach einem Störfall zur Gefahrenquelle wird, auch dekontaminiert werden kann.

Im allgemeinen wird es sinnvoll sein, die Dekontamination auf die notwendigen Gegenstände und Arbeitsgeräte zu beschränken und sonst den Kontakt mit der Oberfläche dadurch zu vermeiden bzw. zu reduzieren, indem das Personal im Labor generell mit Stoffhandschuhen arbeitet. Die Wirkung der Kontaktverminderung zeigt eine Inkorporationsstatistik über sechs Jahre (Abbildung).

Bei Arbeiten in der Handschuhbox werden die Verschlußdeckel der Handschuhschleusenöffnung geöffnet. Die Dichtigkeit der Box wird durch die Gummihandschuhe gewahrt. Wie zuvor gesagt, diffundiert Tritium aber in das Handschuhmaterial und permeiert durch dieses hindurch. Daher muß der Operateur sich hierbei besonders schützen, um Tritiumkorporation über die Hände zu vermeiden. Entsprechend dem Verfahren in Tritiumlabors in den USA sollen zusätzlich zu den Boxenhandschuhen mehrere Handschuhe übereinander getragen werden, die nach 15 bis 30 Minuten wieder gewechselt werden.

Meßtechnische Probleme

Die geringe Beta-Energie des Tritiums bedeutet zunächst einen Vorteil, weil eine Abschirmung zum Schutz gegen die Strahlung nicht erforderlich ist.

Dieser Vorteil wird jedoch zum Nachteil bei der meßtechnischen Beherrschung des Isotops.

Zur Tritiummessung sind elektronisch aufwendige, kompensierte Systeme erforderlich. Darüber hinaus muß zur vernünftigen Erfassung der geringen Beta-Reichweiten von maximal 6 mm in der Luft das zu messende Gas in das innere des Meßsystems eingebracht werden.

Da eine für eine repräsentative Probenahme notwendige, totale Vermischung der Raumluft bei zehnfachem Luftwechsel nicht gewährleistet ist, ist eine Aussage über die Tritiuminkorporation eines Operateurs an einer beliebigen Stelle im Labor nicht möglich.

Eine ausreichend genaue Aussage über den integralen Tritiumgehalt der Raumluft sowie über die Belastung der Umwelt aus dem Tritiumlabor heraus, Feuchtigkeit mit eingeschlossen, kann mit Hilfe der Abluftmessung gemacht werden.

Die Tritiumdiffusion sowie die oxidationsbedingte Feuchtekondensation beeinträchtigen die Tritiummessung durch Kontamination des Meßsystems selbst (Memoryeffekt) und schränken daher u. U. die Messung geringer Tritiumkonzentrationen auf bestimmte Zeit ein.

Kontaminationsgefahr besteht insbesondere bei der Messung von Oberflächenkontaminationen, weil hier das Meßgerät mit der kontaminierten Oberfläche direkt in Kontakt gebracht werden muß.

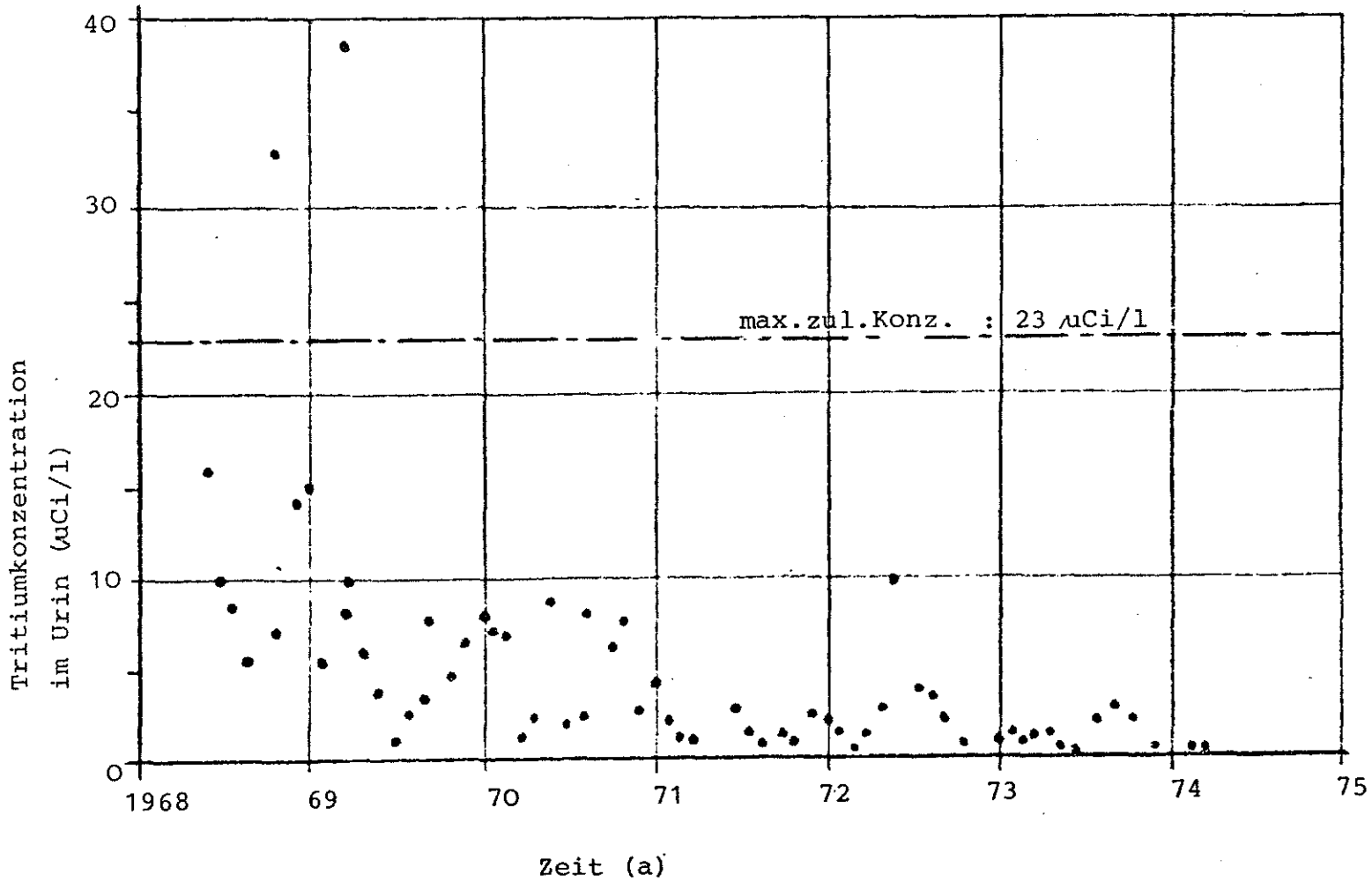
Demgegenüber bedeutet die Messung von tritiumkontaminierten Flüssigkeiten mit der Flüssigkeitszintillationsmethode kein Problem.

Zusammenfassend kann gesagt werden:

Der Betrieb eines Tritiumlabors bedeutet im Hinblick auf die geringe Radiotoxizität des Tritiums ein relativ geringes Strahlenschutzrisiko.

Die Beherrschung des Isotops erfordert jedoch einen umfangreichen und intensiven Einsatz von Gerätschaft und Personal, wobei sich die Probleme nicht aus der Strahlung des Isotops allein, sondern erst aus deren Zusammenwirken mit den Wasserstoffeigenschaften des Tritiums ergeben.

Die Sicherheit beim Umgang mit größeren Tritiummengen wird hauptsächlich durch die Qualität der eingesetzten Containments bestimmt.



Tritum-Inkorporation des Personals in einem Tritiumlabor

Fabian H.J. Monitoring of Radioactiv Effluens
NEA Seminar,Karlsruhe P.259,1974

Zur Tritiumkontamination von Prozeßwärme HTR's am Beispiel der prozeßgaserzeugenden Anlage AVR II

H.P. Buchkremer, R. Hecker, H. Jonas, D. Stöver
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Als ein mögliches Nachfolgeprojekt des AVR I bzw. THTR-300 ist die Hochtemperaturreaktoranlage AVR II in Diskussion. Sie soll vor allem die technische Realisierbarkeit der Prozeßgaserzeugung demonstrieren und dazugehörige Schlüsselkomponenten erproben. Die besonderen Vorteile dieser Sekundärenergiedarbietung werden allerdings durch eine geringe Tritiumkontamination des Produktgases beeinträchtigt, wenn man die bestehenden Strahlenschutzvorschriften auf den vorliegenden Fall in voller Strenge anwendet. Der Tritiumpfad kann dabei wie folgt beschrieben werden:

→ Tritiumproduktion durch ternäre Spaltung im Corebereich und Kernreaktionen, sowohl in Core- als auch in Reflektorbereichen.

→ Tritiumfreisetzung in den Primärkreislauf.

→ Tritiumfreisetzung über Permeation in die Sekundärkreisläufe.

Tritiumsenken sind die Gasreinigungsanlage und mögliche Tritiumfilter. Leckagen sind hierbei vernachlässigbar.

Die Produktgaskontamination und die Dimensionierung der Gasreinigungsanlage können wesentlich beeinflußt werden von der Hemmwirkung oxidischer Schichten auf metallischen Wandungen von Röhrenspaltofen und integrierten Dampferzeugern. Geeignet ausgebildete Oxidfilme können die Wasserstoff- und Tritiumpermeation gegenüber dem blanken Metall um bis zu 3-4 Größenordnungen herabsetzen. Wir haben uns in der Vergangenheit mit der Züchtung und Untersuchung solcher geeigneter Oxidschichten befaßt.

Bei der Studie zum AVR II wurden solche hier als realistisch erwiesenen Hemmfaktoren benutzt, die aus eigenen experimentellen Untersuchungen an Permeationsprüfständen resultieren, insbesondere an der Anlage TRIPERM, bei der unter realistischen Bedingungen die gleichzeitige, entgegengerichtete Permeation von Tritium und Protium gemessen werden kann.

Unter realistischen Annahmen von Hemmfaktoren, abgestuft entsprechend dem Temperaturprofil des wärmetauschenden Systems und einer angenommenen Gasreinigungskonstanten $\alpha = 0{,}3\ h^{-1}$, kann die nach der geltenden Strahlenschutzverordnung vorgeschriebene Freigrenzenkonzentration von 10 pCi/g im Produktgas fast erreicht werden.

I. EINLEITUNG

Als mögliches Nachfolgeprojekt der Hochtemperaturreaktoren AVR und THTR-300 wurde in der KFA Jülich eine Konzeptstudie "AVR II" erarbeitet. Diese 50 MW-Anlage sollte vor allem die technische Realisierbarkeit der Prozeßgaserzeugung mit HTR-Wärmeauskopplung demonstrieren und dazugehörige Schlüsselkomponenten erproben.
Die Untersuchungen betrachten inzwischen auch einen mög-möglichen Umbau des AVR als nuklearen Wärmeerzeuger, verbunden mit entsprechendem Zubau periferer Anlagenteile. Obwohl die nachfolgenden Ausführungen sich nach wie vor auf AVR II beziehen, sind die Ergebnisse durchaus auch auf das neuere Konzept übertragbar.

Abb. 1: Prinzipschema mit Röhrenspaltofen RSO

Bei allen mit Prozeßwärmeanwendungen verbundenen Prozessen entsteht Wasserstoff oder wird Wasserstoff verwendet (z.B. Kohlevergasung). Dieser Wasserstoff permeiert über die metallischen Wärmetauscherwände in den Primärkreis und kann dort unerwünschte Korrosionserscheinungen an den Corestrukturen aus Graphit hervorrufen, falls nicht durch eine geeignete - allerdings teure - Gasreinigungsanlage Abhilfe geschaffen wird.
Andererseits entsteht im Reaktorkern aus verschiedenen Reaktionen Tritium, welches den umgekehrten Weg geht und damit in das zu erzeugende Prozeßgas gelangt; damit kann es dann auch - je nach Verwendung - zu einer Belastung der Umwelt beitragen.

Ein wichtiges Problem des genannten Projektes ist daher, die gesetzlich vorgegebene Freigrenzenkonzentration von nur 10 pCi/g im Produktgas einzuhalten. Die natürliche Aktivität im eingesetzten Naturgas beträgt dabei bereits

3 pCi/g. Im Folgenden werden Zahlen genannt, aus denen die relative Bedeutung dieses Problems im Vergleich zu anderen nuklearen Anlagen bemessen werden kann.

II. TRITIUMPFAD

1. Produktion und Freisetzung

Als Tritiumquelle kommt zunächst die ternäre Spaltung in Frage sowie einige Kernreaktionen von Stoffen, die in Spuren als Verunreinigungen im Graphit vorhanden sind.

Reaktion	ϕ	σ^{eff} (barn)
$^{6}Li(n,\alpha)T$	ϕ_{sl}	408.
$^{7}Li(n,n\alpha)T$	ϕ_{f}	0.0072
$^{10}B(n,2\alpha)T$	ϕ_{f}	0.014
$^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$	ϕ_{sl}	1630.
$^{12}C(n,\alpha)^{9}Be$	ϕ_{f}	0.00015
$^{9}Be(n,\alpha)^{6}Li$	ϕ_{f}	0.17
$^{3}He(n,p)T$	ϕ_{sl}	2280.

Abb. 2:

Wesentlichen Anteil an der Tritiumproduktion haben, ab-abgesehen vom Spaltungsanteil, nur die erste und letzte Reaktion.

Der Produktionsanteil der ^{3}He-Reaktion wird durch den Isotopenanteil von $1.37 \cdot 10^{-7}$ im Gesamthelium bestimmt. Bei 200 t Graphiteinsatz in Core und Reflektoren mit Li-Verunreinigungen von 0,015 ppm, aber insbesondere im Kohlesteinanteil der Reflektoren mit einer Li-Verunreinigung von 1 ppm, wird daselbst trotz lateral abfallenden Neutronenflusses der Hauptanteil des Tritiums produziert.

Reaktion	Produktion (Ci)	Freisetzung (Ci)
Spaltung	250	3
$^{6}Li(n,\alpha)T$	823	82
$^{3}He(n,p)T$	62	31

Abb. 3: Tritiumproduktion AVR II pro Vollastjahr

In Spalte 3 sind die maßgebenden Freisetzungsraten in das Primärgas angegeben. Das Coating der Brennstoffpartikel kann als dicht angesehen werden, die Freisetzungsrate entspricht hier der Partikelbruchrate von 1%. Für die nachfolgenden Kernreaktionen wurden Freisetzungsanteile von 10% bzw. 50% angenommen.
In Abb. 4 sind die Produktions- und Freisetzungsraten im Primärgas für die einzelnen Komponenten angegeben.

Quelle		Produktion (Ci)	Freisetzung (Ci)
Core (mit ^{3}He + ^{6}Li)		372	35
Topreflektor	Graphit	8	1
	Kohlestein	43	4
Bodenreflektor	Graphit	3	0,5
	Kohlestein	13	1,5
Seitenreflektor	Graphit	55	5,5
	Kohlestein	695	70
Gesamt		1189	118

Abb. 4: Tritiumproduktion AVR II pro Vollastjahr

Hier soll demonstriert werden, daß jeweils der Kohlestein-

anteil der Reflektoren aufgrund seiner hohen Lithiumverunreinigung maßgeblich Tritium produziert, das gilt insbesondere für den Seitenreflektor im relativ hohen Neutronenfluß. Die angegebenen Werte resultieren aus rechnerischen und experimentellen Vergleichen, durchgeführt am Fort-St.-Vrain und AVR. Als Grundlage diente das Rechenprogramm TRITGO.

2. Tritiumsenken

Als Tritiumsenken des Primärkreislaufes kommen die Gasreinigungsanlage und Permeationsströme durch die metallischen Wandungen von RSO und Dampferzeuger in Frage. Leckagen sind vernachlässigbar.
Die Bilanzgleichung für Tritium lautet:

$$\frac{\partial M_{HT}}{\partial t} = \dot{Q} - \dot{P} - (\alpha+L)M_{HT}$$

Im stationären Falle:

$$0 = \dot{Q} - \dot{P} - (\alpha+L)M_{HT}$$

wobei

$\dot{Q}$ = Quellrate (Freisetzungsanteil)

$\dot{P}$ = Permeationsstrom

α = $\frac{\dot{U}}{V}$ = 0,3 h^{-1} Gasreinigungskonstante

L = 0,01 d^{-1} Leckrate

M_{HT} = Anzahl Moleküle HT (Tritiuminventar im Primärkreis)

bedeuten.

Der Tritiumpartialdruck folgt aus

$$P_{HT} = \frac{M_{HT} \cdot R \cdot T_{He}}{V_{He}} \approx 10^{-8} \text{ bar}$$

Unter der Voraussetzung von P_{H_2} = 300 µb bei nachfolgenden Permeationsrechnungen ergibt sich ein Tritiumaufkommen der Gasreinigungsanlage von 106 bis 109 Ci/a.
Abb. 5 enthält die Permeationsgleichung, mit der die Konzentrationen des permeierten Tritiums nach Durchgang durch blanke oder oxidierte Metallwandungen berechnet werden können.

$$\dot{V} = \frac{K_o \cdot A \cdot p_{HT}}{X \cdot \sqrt{p_{H_2}}} \cdot \frac{1}{H} \cdot \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right)$$

K	= Permeationskonstante
A	= Fläche der Wand
X	= Dicke der Wand
p_{HT} =	}Partialdrücke primärseitig
p_{H_2} =	
H	= Permeationshemmfaktor
Q	= Aktivierungsenergie

Abb. 5: Permeationsgleichung

Bei blanken Metallwänden gilt der Hemmfaktor H = 1. Zahlreiche Untersuchungen an unseren Permeationsprüfständen AUWARM und TRIPERM zeigen, daß bei in-situ oxidierten Wandungen Hemmfaktoren von 3 bis 4 Größenordnungen erzielt werden können.
An der Anlage TRIPERM, bei der die Wasserstoffpermeation und in Gegenrichtung gleichzeitig die Tritiumpermeation gemessen werden kann, wurde auch die inhibierende Wirkung des primärseitigen Wasserstoffpartialdruckes nachgewiesen

(s. $\sqrt{p_{H_2}}$ in Permeationsgleichung). Der Demonstration dieser Sachverhalte dienen die Abb. 6 und 7.
Für die Permeationsrechnung haben wir aus dem Streuband experimentell an Hochtemperatur-Legierungen ermittelter Hemmfaktoren obere und untere Werte getrennt berücksichtigt.
Bei vorgegebenen geometrischen Abmessungen sowie Ein- und Ausgangstemperaturen von RSO und DE wurden Temperaturprofile erstellt und die Permeationsströme ermittelt.
Bei einem Produktgasdurchsatz von 10 k/s und einer Einspeisung von DE-Sekundärwasser in den RSO entsprechend $CH_4:H_2O$ = 1:4 ergeben sich die in Abb. 8 angegebenen spezifischen Tritiumkontaminationen.

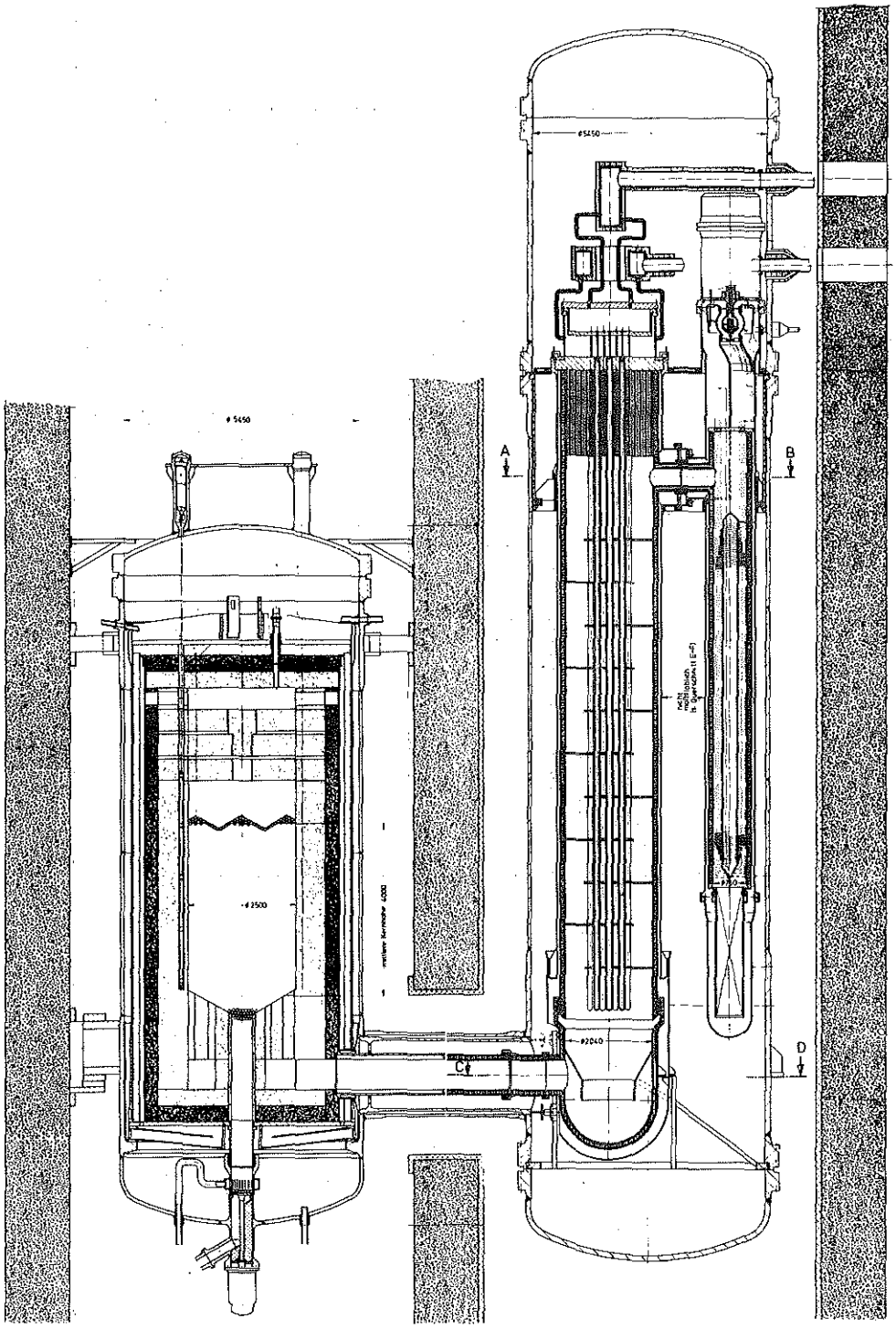
	Spezif. Tritiumkonz. (pCi/g
Permeation RSO	0,5 % 3
DE-Einspeisung	1 % 6
Naturgas	3
Produktgas	4,5 % 12

Abb. 8: Spezifische Tritiumkontaminationen
Produktgas AVR II

Die errechnete Produktgaskontamination liegt damit nahe der geforderten Freigrenzenkonzentration von 10 pCi/g.

3. Störfallbetrachtungen

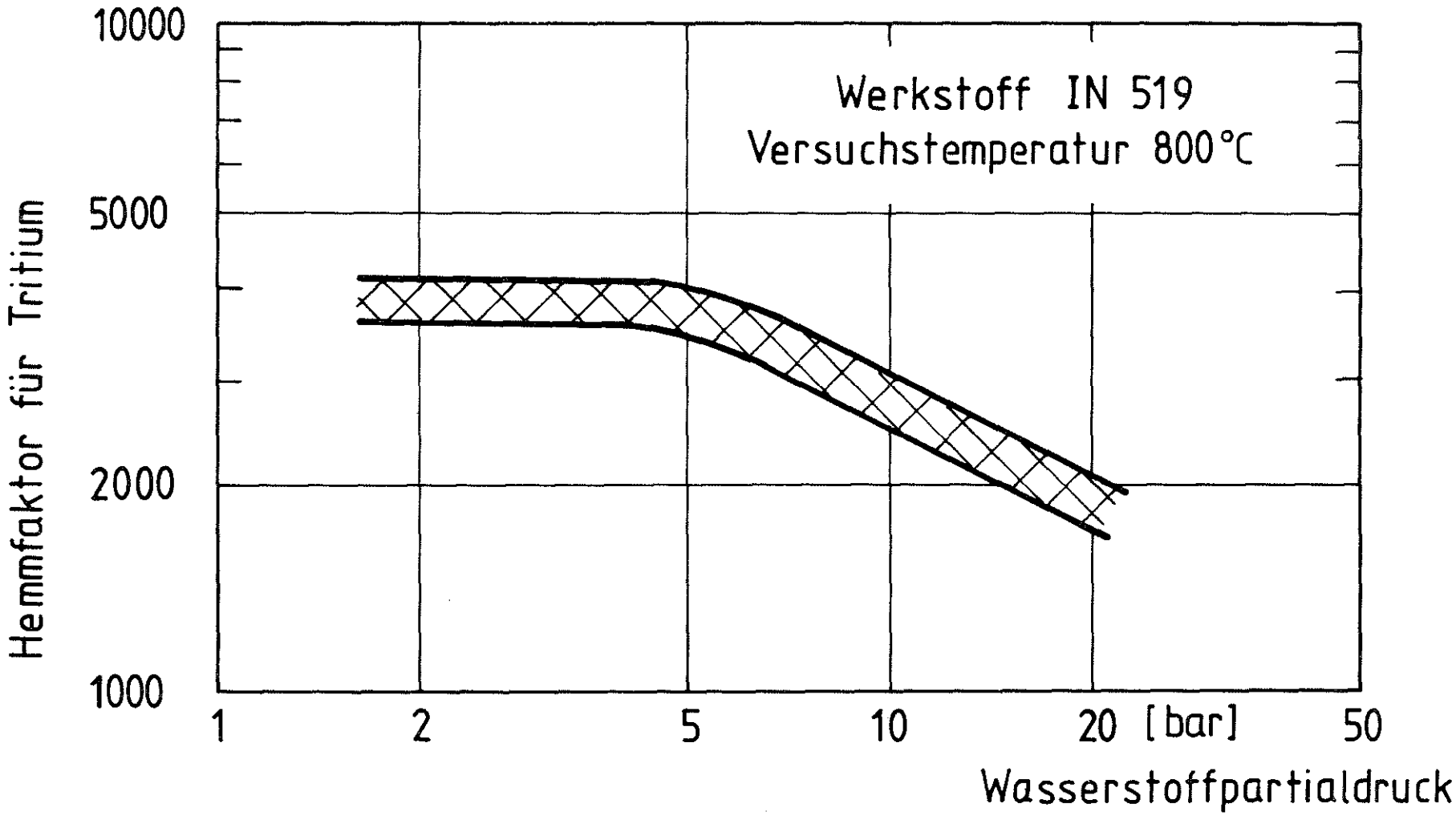
Bei störfallbedingten Temperatursenkungen bzw. auch beim An- und Abfahrbetrieb muß mit geschädigten Oxidschichten und damit mit verminderter Permeationshemmwirkung gerechnet werden. Die Temperaturwechselbeständigkeit ist unterschiedlich, je nach Werkstoff und Oxidationsbedingungen. Beim Schleuderguß IN-519 wurde an der Anlage TRIPERM vollständiger Verlust der Hemmwirkung bezüglich Tritium (ursprünglich $H=10^4$) bei einer Temperatursenkung von 800 auf 600° C gemessen.
Störfallbedingte Hemmwirkung $H_T=1$ bedeutet auch u.U. Verlust der Hemmwirkung für permeierenden Wasserstoff in Gegenrichtung in den Primärkreis, wo entsprechend höherem Wasserstoffpartialdruck gemäß $p_{HT}/\sqrt{p_{H_2}}$ der Permeationsgleichung eine inhibierende Wirkung für die Tritiumpermeation eintritt. Modellrechnungen mit und ohne Permeationshemmschichten zeigen einen Anstieg der Produktgaskontamination um etwa eine Größenordnung. Das Ausheilvermögen geschädigter Oxidschichten bei oxidierender Atmosphäre und erhöhten Temperaturen ist, wie in Abb. 9 zu sehen, sehr gut, so daß nur mit zeitlich begrenzten, erhöhten Produktgaskontaminationen bei Wiederanfahren der Anlagen gerechnet werden muß.



Reaktor

Röhrenspaltofen
mit 2 Dampfer-
zeugern und
2 Gebläsen

Abb. 1	Reaktor mit Röhrenspaltofen	



KFA Abb. 7	Hemmfaktoren für Tritium in Abhängigkeit vom H_2 - Druck im Prozeßgas	IRE-HTP T - 01217 - B

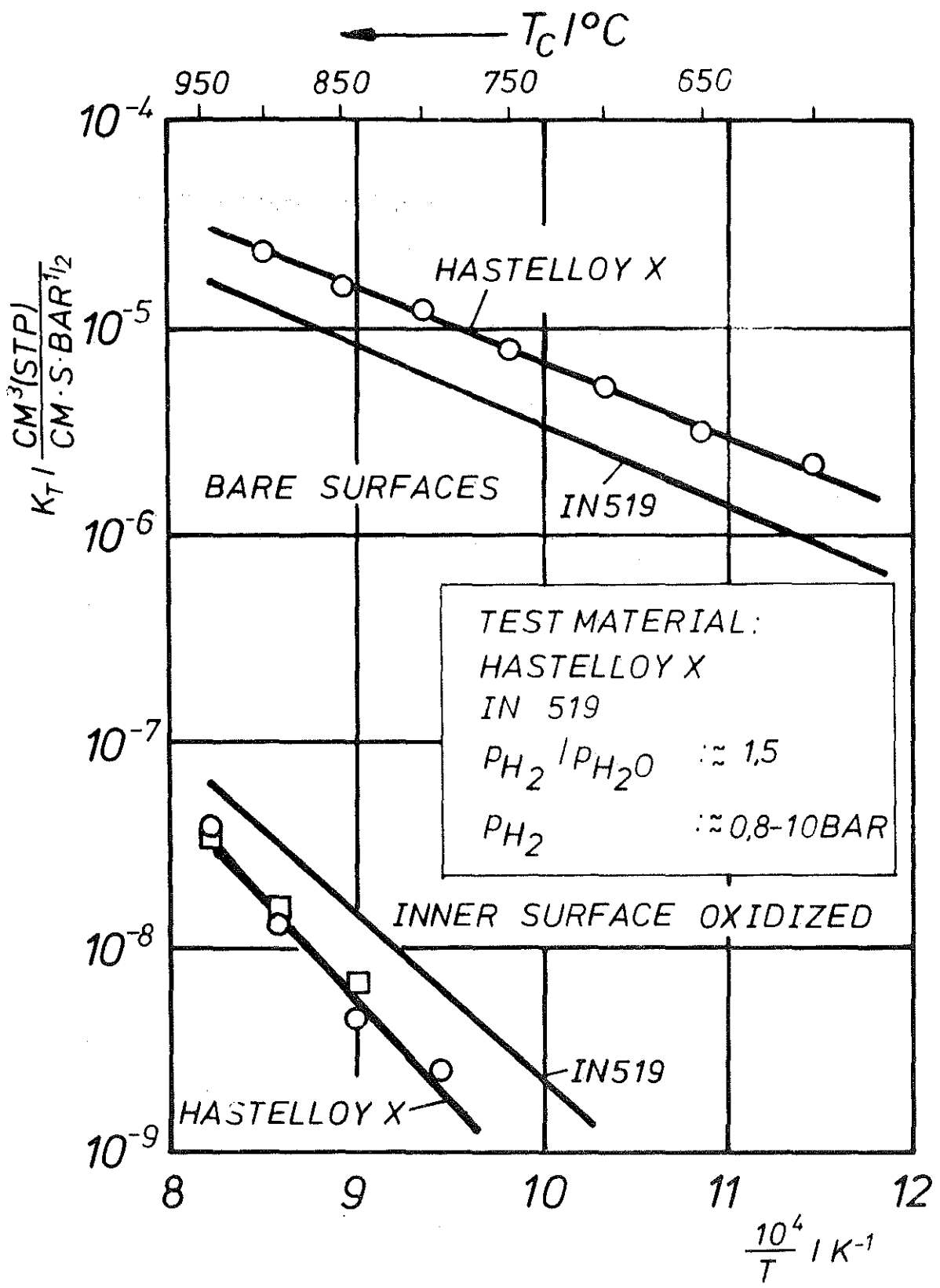
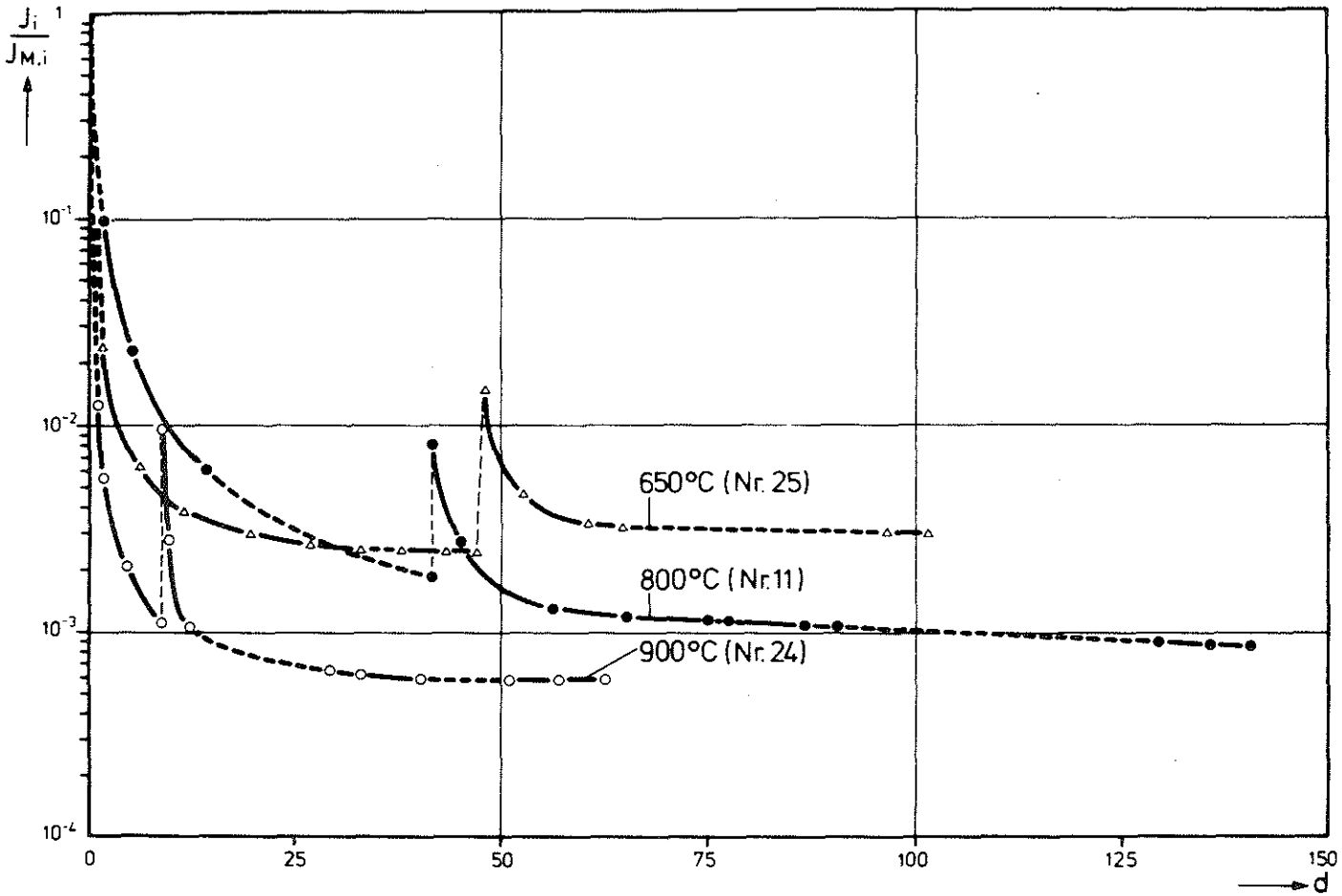


Abb. 6: Permeationsraten von Wasserstoff durch oxidierte und nichtoxidierte hochlegierte Stähle



Normierte H_2 - Permeationsraten aus RSO - Prozeßgas durch Incoloy 800 H bei verschiedenen Gleichgewichtsbedingungen

Abbildung 9

Erfahrungen bei der Dekontamination ehemaliger Radium-Setzereien

A. Etzweiler, Th. Lauffenburger, H. Schällibaum
Schweizerische Unfallversicherungsanstalt Luzern

Zusammenfassung:

Werden die Arbeiten in einem Leuchtfarbensetzatelier eingestellt, so muß das Gebäude dekontaminiert werden, bevor es wieder anderweitig genutzt werden kann. In Häusern, in denen noch vor 1963 radiumhaltige Leuchtfarbe verarbeitet wurde, bestehen meistens ausgedehnte Radium-Kontaminationen.

Bevor Sanierungsmaßnahmen eingeleitet werden, wird durch die Kontrollbehörde eine Bestandsaufnahme erhoben. Dabei gilt es den Umfang der Kontaminationen festzustellen, die Menge des deponierten Radiums abzuschätzen und dem Betrieb die zu treffenden Maßnahmen bekannt zu geben. In Räumen, in denen Leuchtfarbe verarbeitet wurde, wurden Dosisleistungen bis zu 1,4 mR/h (70 cm über Boden) und Konzentrationen der Radonfolgeprodukte bis zu 1 WL (Richtwert gemäß ICRP-32 = 0,4 WL) gemessen. Am Boden und an den Wänden, aber auch an den Armaturen von Türen, Fenstern und Radiatoren fanden sich immer mehr oder weniger stark fixierte Oberflächenkontaminationen, die den Richtwert (10^{-5} µCi/cm^2, 3,7 kBq/m^2) oft um 2 bis 3 Größenordnungen übersteigen. Meistens sind auch die angrenzenden Räume betroffen. In den Kanalisationsröhren, aber auch im Garten, speziell im Komposthaufen, wurden schon Radiumablagerungen gefunden.

Das Ziel der Maßnahmen ist sicherzustellen, daß eine Person bei dauerndem Aufenthalt in den Räumen keine Dosis von mehr als 500 mrem pro Jahr akkumulieren kann. Die Dosisleistung in solchen Räumen muß daher niedriger sein als 0,05 mR/h und die Konzentration der Radonfolgeprodukte sollte 0,02 WL (entspricht ca. 4 pCi Rn/L) nicht übersteigen.

Alle losen Kontaminationen werden beseitigt. Dabei ist es oft notwendig, den Verputz der Wände zu entfernen und den Boden herauszureißen. Einzelne fixierte Kontaminationen werden dann toleriert, wenn die Dosisleistung in 5 cm Abstand geringer als 0,5 mR/h ist und der Strahlenpegel im Raum 0,05 mR/h nicht übersteigt. Die Konzentration der Radonfolgeprodukte zu reduzieren ist schwierig, weil sich das Radiumdepot oft außerhalb des Hauses in der Kanalisation oder in alten Sickergruben befindet. Oft sind auch benachbarte Häuser betroffen. Der Einbau von Folien als Schranke gegen die Radon-Diffusion hat sich nicht bewährt. Dagegen konnte durch zwangsweise Belüftung der Kellerräume ein Eindringen von Radon in den Wohnbereich verhindert werden.

Die Sanierungsmaßnahmen sind zeitlich wie finanziell sehr aufwendig. An konkreten Einzelfällen wird das Vorgehen bei solchen Dekontaminationen illustriert.

1 Einleitung

In Gebäuden, in denen noch vor Inkrafttreten der ersten Schweizerischen Strahlenschutz-Verordnung (SSVO) im Jahre 1963 radiumhaltige Leuchtfarbe verarbeitet wurde, bestehen meistens ausgedehnte Kontaminationen. Seit 1978 sind in der Schweiz 8 solcher Radium-Dekontaminationen in Angriff genommen worden, wovon deren 5 bis heute abgeschlossen wurden.

Diese Kontaminationen beschränken sich selten auf die Arbeitsräume. Meistens waren die Setzateliers in Wohnbauten oder Annexgebäuden von Wohnhäusern untergebracht. Oft ist auch die direkte Umgebung der Gebäude kontaminiert.

FALLBEISPIEL

1919 - 1982		Verarbeitung radioaktiver Leuchtfarbe
seit	1944	Im heutigen Gebäude
um	1950	30 - 40 Angestellte Jahresverbrauch 10 - 15 kg Leuchtfarbe ≙ 37 - 55 GBq Ra-226 (1 - 1,5 Ci)
	1962	Arbeitsplätze 70 - 130 µSv/h (7 - 13 mR/h) Raumpegel 20 - 40 µSv/h (2 - 4 mR/h) Inkorporationen 10 - 60 kBq (0,3 - 1,6 µCi)
	1963	1. Radium-Sanierung Umstellung auf Tritium
	1982	Betriebsschliessung Radium- und Tritium-Dekontamination

2 Zielsetzung bei Dekontaminationen in Leuchtfarbenbetrieben

Das Ziel der Dekontaminations-Massnahmen in Leuchtfarbenbetrieben ist sicherzustellen, dass eine Person bei dauerndem Aufenthalt keine Jahresdosis von mehr als 5 mSv akkumulieren kann.

Daraus leiten sich folgende Kriterien ab, bei deren Erreichen eine Freigabe der Liegenschaft zur anderweitigen Nutzung durch die Bewilligungsbehörde erteilt werden kann:

FREIGABE-KRITERIEN

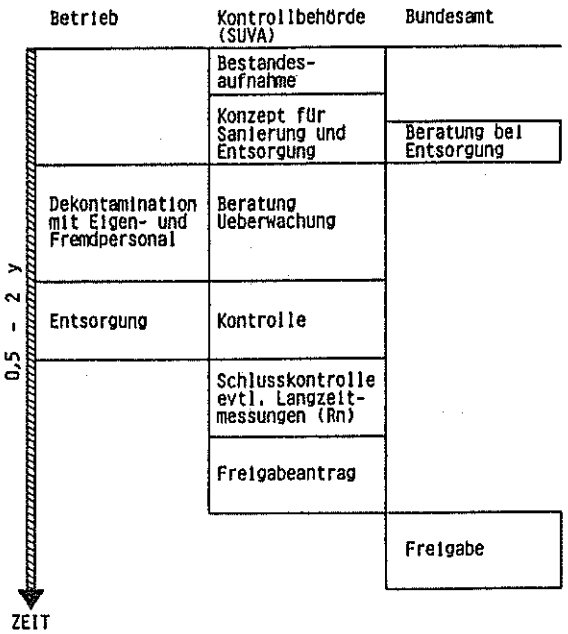
		Richtwert (RW)		
1 Dosisleistung				
Raumpegel	<	0,5	µSv/h	(0,05 mR/h)
Oberflächen	<	5	µSv/h	(0,5 mR/h)
2 Radon (Raumluft)				
Konzentration	<	150	Bq/m^3	(4 pCi/L)
Folgeproduktekonzentration	<	0,02	WL	
3 Oberflächenkontamination (Alpha-RW gemittelt über 0,01 m^2)	<	3,7	kBq/m^2	(10^{-5} $\mu Ci/cm^2$)
4 Restaktivität fixiert				

Gesetzliche Freigrenzen (Ra):

- absolute Aktivität		3,7	Bq	(100 pCi)
- spezifische Aktivität	<	740	Bq/kg	(20 pCi/g)

3 Vorgehen

DEKONTAMINATIONSABLAUF



Bevor Sanierungsmassnahmen eingeleitet werden, wird durch die Kontrollbehörde eine Bestandesaufnahme erhoben. Dabei gilt es, den Umfang der Kontaminationen festzustellen, die Menge des deponierten Radiums abzuschätzen und dem Betrieb die zu treffenden Massnahmen bekannt zu geben. Die Kontrollinstanz berät den Betrieb bei der Erstellung und Durchführung des Sanierungskonzeptes.

Die Bestandesaufnahme umfasst Messungen von:

- Dosisleistung (Raumpegel)
- Konzentration der Radonfolgeprodukte
- Oberflächenkontaminationen (Monitor/Wischtest)
- Materialproben

Es wird das ganze Gebäude inklusive Umgebung erfasst. Die Aufzeichnung erfolgt in Rastern von 1 x 1 m.

Vor der Dekontamination wird auch ein Entsorgungskonzept festgelegt, wie die anfallenden Abfälle zu beseitigen sind.

Die eigentliche Dekontamination wie auch die Finanzierung der Entsorgung ist Sache des Betriebes. Er stellt oder engagiert den geeigneten Sachverständigen im Einvernehmen mit der Kontrollinstanz. Die Arbeiten werden mit eigenen Angestellten und Personal von beauftragten Firmen durchgeführt.

Die Kontrollbehörde erbringt Dienstleistungen bei der Beratung und Ueberwachung der Arbeiten. Sie führt periodisch Messungen durch und trifft die erforderlichen Absprachen für die Entsorgung. Sind die Freigabe-Limiten erreicht, erstattet sie Bericht dem zuständigen Bundesamt und stellt den entsprechenden Antrag für eine Freigabe.

4 Wo finden sich Ra-Kontaminationen ?

Böden, Wände und Treppen sind meist ausnahmslos kontaminiert. Ferner Armaturen wie Fenster- und Türgriffe, Lichtschalter, Radiator-Drehknöpfe und Treppengeländer. Ebenso finden sich die gut haftenden Ra-Ablagerungen am Mobiliar und an sanitären Einrichtungen wie Lavabos, WC's und in Kanalisationen. Nicht selten ist auch das Erdreich oder der Komposthaufen im Garten kontaminiert.

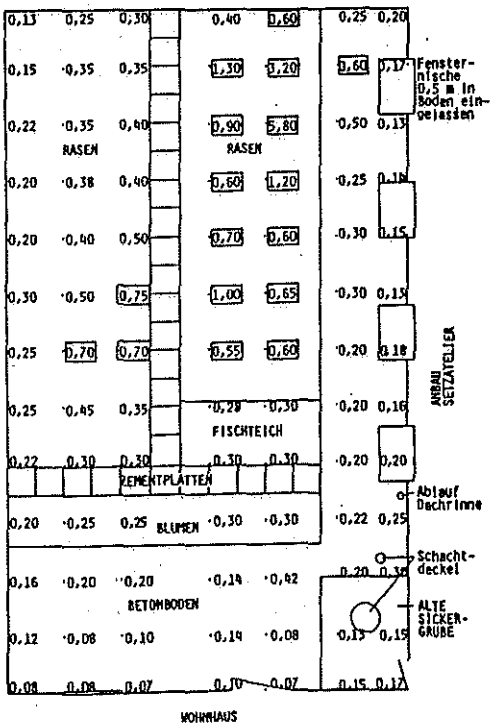
Diese Kontaminationen sind hauptsächlich durch Schuhe und Hände übertragen worden, verursacht durch eine unsachgemässe Handhabung, oder sie sind das Resultat der damals praktizierten Entsorgung. Hohe spezifische Aktivitäten in ascheartiger Form im Erdreich der Gärten weisen darauf hin, dass auch kontaminiertes Material verbrannt wurde.

Die Tatsache, dass Fensterbretter und metallene Oberflächen, insbesondere auch Radiatoren und deren Verbindungsrohre, fast generell kontaminiert sind lässt vermuten, dass die Luftzirkulation möglicherweise für Rn-Folgeprodukteablagerungen verantwortlich ist.

FALLBEISPIEL

- Dosisleistung (Raumpegel)	bis 28 RW	(14 µSv/h)
- Rn-Folgeprodukte-konzentration	bis 100 RW	(2 WL)
- Oberflächen-kontamination	bis 110 RW	(400 kBq/m^2)
- Aktivität/Gegenstand Mobiliar	bis $2 \cdot 10^6$ RW	(10 MBq)
Armaturen	bis 100 RW	(370 Bq)
- Dosisleistung (5 cm) Kanalisationsrohr	bis 5 RW	(24 µSv/h)
- Spez. Aktivität Gartenerde	bis 300 RW	(220 kBq/kg)

Garten:
Dosisleistung in µSv/h; 0,7 m über Boden
(Szintomat 6134 A)



Zeilen 1 und 2 zeigen, dass die Rn-Folgeproduktekonzentration für die hauptsächliche Strahlenbelastung verantwortlich ist.

5 Wie wurde dekontaminiert ?

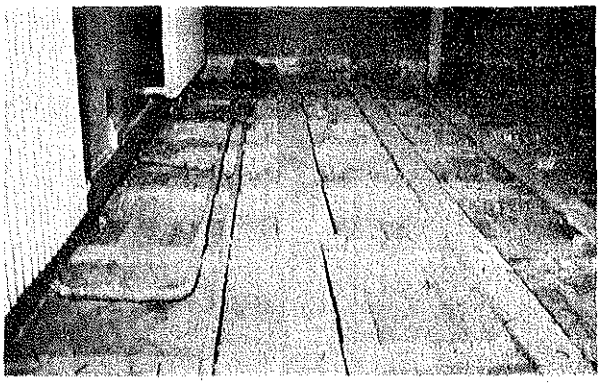
5.1 Sanierungsmassnahmen

Mit einem Staubsauger können lose Kontaminationen zusammengetragen werden. Meist sind die Ra-Kontaminationen aber sehr

gut haftend, so dass sie nicht abgewischt werden können. Je nach Oberflächenbeschaffenheit sind daher verschiedene Sanierungsmassnahmen angezeigt:

Ausräumen

Holz lässt sich kaum dekontaminieren. Bei Böden aus Holz ist immer auch der Unterbau, zum Beispiel die wärmedämmende Zwischenschicht (Kork), kontaminiert. Brennbare Materialien (Böden, Fensterrahmen, Mobiliar) werden daher grundsätzlich entfernt und verbrannt.



Armaturen aus Metall (Handgriffe) werden ersetzt, teilweise konditioniert oder einer Altmetallschmelze zugeführt.

Bei grösseren Ra-Depots in Kanalisationen muss auch der Ausbau solcher Rohre in Betracht gezogen werden.

Mechanisches Entfernen

Rauhe Oberflächen von Steinplatten (Treppen), Zement und Backstein (Boden, Wände) sind mechanisch abzutragen. Einige Zentimeter sind im allgemeinen ausreichend. Trotzdem fallen grosse Mengen Bauschutt an.

Reinigen

Gestrichene Oberflächen (glatte Wände, Metall) lassen sich oft mit chemischen Reinigungsmitteln gut dekontaminieren.

Ueberdecken

Geringe Kontaminationen lassen sich auch erfolgreich überdecken. Diese Massnahme ist dann angezeigt, wenn bei der Sanierung eine Kontamination kleiner Ausdehnung unentdeckt blieb. Ein neuer Anstrich oder Verputz ist meist ausreichend.

Abschirmen

Das Abschirmen grösserer Kontaminationen ist kostengünstig und bringt den Erfolg zur Reduktion der Dosisleistung. Die Rn-Quellen werden aber nicht eliminiert und so ist diese

Massnahme unzweckmässig, wie noch gezeigt wird.

Kanalisationen verschliessen

Es ist kaum möglich, durch Verschliessen der Kanalisationsrohre die Rn-Wege zu blockieren. Diese Sanierungsmassnahme ist daher ebenfalls ungeeignet.

5.2 Strahlenschutz bei der Dekontamination

Personal

Die Leitung der Arbeiten erfolgt durch einen im Strahlenschutz ausgebildeten Sachverständigen. Er ist für die Instruktion des Personals und für die Einhaltung der verlangten Schutzmassnahmen verantwortlich. Beauftragte Firmen (Fremdpersonal) werden vorgängig durch die Kontrollinstanz über Arbeitsablauf, Umfang der Tätigkeit und Schutzmassnahmen informiert.

Arbeitsweise

Bei Ausbrucharbeiten wird die Staubentwicklung reduziert durch Benässen der Abbauflächen und Verwendung geeigneter Absaugvorrichtungen. Durch Installation von Folien als Luftschranken bei Tür- und Fensteröffnungen kann die Ausbreitung loser Kontaminationen in angrenzende Räume verhindert werden.

Persönliche Schutzmassnahmen

Das Tragen von Schutzbekleidung und Staubmasken sowie Hygiene beim Verlassen der Arbeitsstätte werden verlangt.

Ueberwachung des Personals

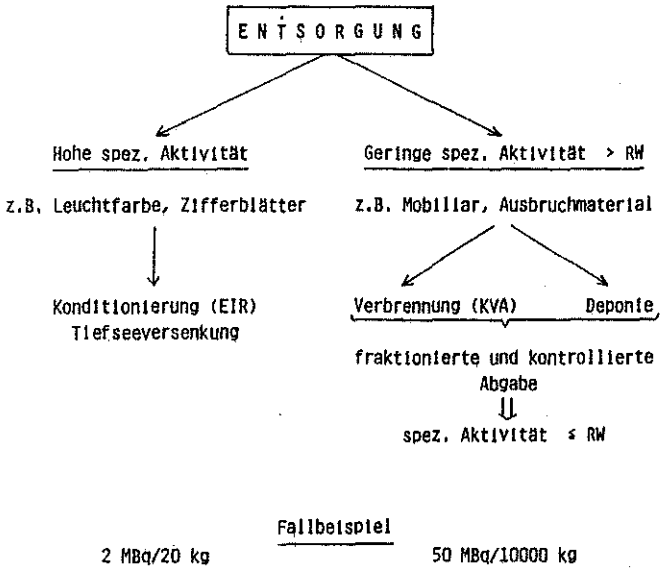
Die Ueberwachung erfolgt täglich durch Messung der Personenkontaminationen (Monitor), gesamthaft durch Tragen von Dosimetern und eine abschliessende Inkorporationskontrolle (Urin) der hauptsächlich exponierten Personen.

5.3 Entsorgung

Leuchtfarbe, Zifferblätter, Zeiger und stark kontaminierte Werkzeuge werden als radioaktiver Abfall behandelt. Es ist davon meist nur noch wenig vorhanden. Das Material wird durch

die in der Schweiz zuständige Institution (EIR) konditioniert und der Tiefseeversenkung zugeführt.

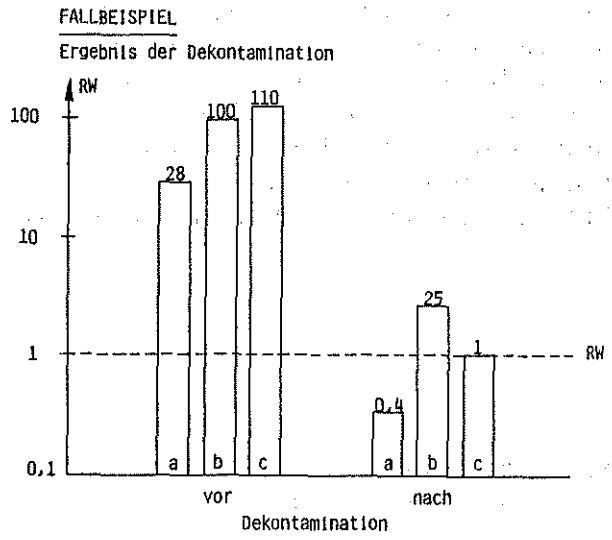
Dagegen fallen bei der Dekontamination grosse Mengen kontaminierter Materialien geringer spezifischer Aktivität an. Für 1 MBq Ra-226 muss mit 200 kg Ausbruchmaterial gerechnet werden. Sind die Kontaminationen fixiert und liegt die spezifische Aktivität nur eine Grössenordnung über dem Schweizerischen Richtwert, kann das Material deponiert werden. Durch fraktionierte Abgabe wird sichergestellt, dass der Wert der spezifischen Aktivität am Ablagerungsort nicht mehr überschritten ist. Es werden nur ordentliche, behördlich bewilligte Deponien berücksichtigt. Die Betreiber werden vorgängig durch die Kontrollinstanz informiert.



Brennbare Abfälle werden zuerst in der nächstgelegenen Kehrichtverbrennungsanlage eines Gemeindeverbandes verbrannt. Durch portionierte Abgabe wird auch hier erreicht, dass die in der Schlacke zurückbehaltene Ra-Aktivität durch den Schlackenumsatz so verdünnt wird, dass die spezifische Aktivität im Schlackencontainer den Richtwert unterschreitet. Schlacken von Kehrichtverbrennungsanlagen werden ihrerseits wieder ordentlichen Deponien zugeführt.

6 Ergebnis

Das beschriebene Vorgehen ist zur Reduktion der Dosisleistung und der Oberflächenkontaminationen zweckmässig, wie auch das Fallbeispiel illustriert. Anderseits ist durchaus möglich, dass nach der Dekontamination noch keine Freigabe beantragt werden kann, da die Rn-Folgeproduktekonzentration immer noch weit über dem Richtwert liegt. Dieses negative Ergebnis resultiert hauptsächlich von grösseren Ablagerungen in Sicker-



a) Dosisleistung
b) Radon-Folgeproduktekonzentration
c) Oberflächenkontamination

gruben und Kanalisationen, die oft auch ausserhalb der direkt betroffenen Gebäude liegen. Bei einer Sanierung muss daher der Radon-Problematik grösste Beachtung geschenkt werden.

Die Dosimeterauswertungen und Inkorporationsmessungen zeigen, dass die angewandten Strahlenschutzmassnahmen bei der Dekontamination genügen. Ra-Inkorporationen mussten bisher keine registriert werden und die externe Strahlendosis betrug höchstens 0,1 - 0,2 mSv/Arbeitsmonat (10 - 20 mrem).

7 Rn-Sanierung

Zur Reduktion der Rn-Folgeproduktekonzentration der Raumluft lassen sich folgende Massnahmen diskutieren:

- Einbau von Rn-Schranken (Folien) - -
- Räume durch Ventilation belüften +
- Kanalisation zwangsweise entlüften +
- alle Rn-Quellen entfernen + +

Aufwendige Versuche mit Polyurethan- und Alu-Folien brachten die Erkenntnis, dass bei genügender Kapazität der Ra-Depots keine ausreichende Verzögerung der Rn-Ausbreitung erreicht werden kann. Die relativ teure Massnahme bringt nicht den erhofften Erfolg.

Dagegen kann durch Raumbelüftung (Ventilation) oder Entlüften der Kanalisation die Rn-Folgeproduktekonzentration gut unter den Richtwert gebracht werden. Will man energieabhängige Lösungen ausschliessen, so kommt nur ein totales Entfernen sämtlicher Rn-Quellen in Frage, was je nach Situation unverhältnismässig hohe Kosten verursacht.

Finden sich Ra-Ablagerungen in der Kanalisation bis weit ausserhalb der Liegenschaft, so muss auch geprüft werden, ob Bewohner benachbarter Häuser erhöhten Rn-Belastungen ausgesetzt sind. In solchen Fällen wird mit statischen Rn-Dosimetern eine Langzeitmessung durchgeführt. Erste Ergebnisse von halbjährigen Messkampagnen zeigen, dass Rn-Sanierungen in umliegenden Häusern erforderlich sein können.

8 Zusammenfassung

Bei Ra-Kontaminationen in ehemaligen Leuchtfarbensetzereien resultiert die hauptsächliche Strahlenbelastung durch die Rn-Folgeproduktekonzentration.

Bei fachgerechter Anleitung und Ueberwachung sind die Dekontaminationsarbeiten mit angelerntem Personal durchführbar.

Zur Reduktion der Dosisleistung und der Oberflächenkontaminationen ist eine strahlenschutzgerechte Sanierung und Entsorgung möglich, jedoch aufwendig.

Die Rn-Sanierung ist wesentlich schwieriger, da sich die Ra-Depots oft ausserhalb des Gebäudes in der Kanalisation oder in alten Sickergruben befinden. Unter Umständen sind auch Massnahmen in benachbarten Häusern angezeigt.

LITERATURVERZEICHNIS

1 "Schweizerische Verordnung über den Strahlenschutz" SSVO 1976

2 Annals of the ICRP, Publication 32
"Limits for Inhalations of Radon Daughters by Workers"
Pergamon Press, 1981

3 H. Brunner, W. Burkart, E. Nagel, C. Wernli
EIR / TM-81-82-11
"Radon in Wohnräumen in der Schweiz"
Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung, 1982

Reinigungsmittel zur Entfernung von Oberflächenkontaminationen

S. Kunze
KfK Karlsruhe

Zusammenfassung:

Beim direkten Kontakt mit offenen Radionukliden werden Arbeitsräume, Geräte und Kleidung öfter kontaminiert und müssen auf jeden Fall aus Gründen des Strahlenschutzes (Strahlenbelastung des Personals, Verschleppung von Kontamiantionen) dekontaminiert werden.

Ein dafür geeignetes wasserverdünnbares Reinigungsmittel muß gleichzeitig die drei folgenden Forderungen erfüllen:

- gute Dekontaminationswirkung,
- keine störenden Schaumprobleme bei der Aufkonzentrierung der in den radioaktiven Abwässern enthaltenen Reinigungsmittelrückstände,
- keine störenden Reaktionen bei der Verfestigung der Verdampferkonzentrate in Zement, Bitumen, Kunststoff.

Da dies bei keinem der auf dem Markt befindlichen Produkte der Fall war, wurden geeignete Mittel entwickelt.

Die Probleme wurden wie folgt gelöst:

- bei wasserverdünnbaren sauren wie alkalischen Reinigern zur Dekontamination von Fußböden Anstrichsystemen, Geräten etc. durch Mischen von thermisch stabilen, schaumregulierten Tensidmischungen mit Komplexbildern,
- bei Waschpulvern zur Dekontamination von Textilien durch Sprühmischen von thermisch stabilen, schaumregulierten waschaktiven Substanzen mit anorganischen Polyphosphatmischungen und weiteren Reinigungsverstärkern,
- bei Pasten zur Dekontamination von örtlich abgegrenzten Kontaminationen, wie z.B. Schiebern, Ventilen an Rohrleitungen durch Mischen von abfallverträglichen hochdispersen Materialien, Netzmitteln und salzsäurefreien Mineralsäuremischungen.

1. Einleitung und Problemstellung

Beim direkten Kontakt mit offenen Radionukliden besteht die Möglichkeit der Kontamination[1] von Arbeitsräumen und Geräten. Liegt eine Kontamination vor, muß diese auf jeden Fall aus Gründen des Strahlenschutzes (Strahlenbelastung des Personals, Verschleppung von Kontaminationen) beseitigt werden.
Zur Entfernung von radioaktiven Kontaminationen auf Fußbodenbeschichtungen und -belägen, Anstrichsystemen, metallischen wie nichtmetallischen Werkstoffen, Textilien etc. werden überwiegend wasserverdünnbare Reiniger verwendet. Optimalen Erfolg erzielt man natürlich mit Reinigern, die auf die spezielle Kontamination abgestimmt sind. Leider läßt sich dies wegen des dann erforderlichen umfangreichen Sortiments aus Preisgründen nicht realisieren. Ein Dekontaminationsmittel muß deshalb so zusammengesetzt sein, daß es für einen möglichst großen Teil der häufig vorkommenden Radionuklide gute Dekontaminationswirkung aufweist.

Eine weitere Forderung ist eine gute Verträglichkeit mit den Methoden der Abfallkonditionierung. Deshalb ist es z.B. unerläßlich, daß in solchen Reinigern nur schaumregulierte waschaktive Substanzen verwendet werden, damit bei der Aufkonzentrierung der radioaktiven Abwässer, z.B. durch Eindampfung, keine Störungen durch Schäumen auftreten.

Außerdem müssen alle in den Reinigern enthaltenen Substanzen so beschaffen sein, daß bei der Verfestigung der Reinigerrückstände (Verdampferkonzentrate) in z.B. Zement, Bitumen oder Kunststoff keine störenden Reaktionen in Gang gesetzt werden. So ist unter anderem für das Bituminieren eine thermische Stabilität bis ca. 200° C oder beim Verfestigen mit Zement eine ausreichende Erhärtung erforderlich.

Es war also unerläßlich alle Reiniger, Waschpulver und Pasten, die in den radioaktiven Abfall gelangen, auf Dekontaminationswirkung, Schaumverhalten und thermische Stabilität zu untersuchen [1].

2. Reiniger und Dekontaminationsmittel

Konventionelle wasserverdünnbare Reiniger sind Gemische vorwiegend aus waschaktiven Substanzen mit komplexen Phosphaten, Silikaten, Borax, Soda, Sulfaten, Mineralsäuren und organischen Säuren, wasserlöslichen Lösungsmitteln, Hautschutzmitteln, evtl. Korrosionsschutz- und Desinfektionsmitteln, Schaumstabilisatoren sowie Farb- und Duftstoffen.

1) Kontamination = Verunreinigung einer Oberfläche mit radioaktiven Substanzen
Dekontamination = Entfernung dieser radioaktiven Substanzen

Dekontaminationsmittel sollten ähnlich aufgebaut sein, da im allgemeinen der konventionelle Schmutz als Träger der Kontamination anzusehen ist und mit seiner Beseitigung in vielen Fällen auch der größte Teil der Radionuklide entfernt wird. Die dann noch verbleibende Restaktivität kann nur mit typischen Dekontaminationschemikalien behandelt werden. Diese setzen dann die durch physikalische und chemische Bindung auf der kontaminierten Oberfläche enthaltenen Radionuklide frei.

Die Untersuchungsergebnisse von 26 im Handel erhältlichen Reinigungsmitteln sind in Abbildung 1 zusammengefaßt:

Aus der Gruppe der Haushalts-, Industrie- und Metallreiniger entspricht keines der untersuchten Produkte gleichzeitig den Anforderungen in Bezug auf Dekontaminationswirkung, Schaumverhalten und thermischer Stabilität. Produkt 14 kommt den geforderten Werten am nächsten.

Aus der Gruppe der Dekontaminationsmittel entsprechen auch nur die im Kernforschungszentrum Karlsruhe entwickelten Produkte 23 sowie 26 und teilweise 24 sowie 25 den Anforderungen.

Die dafür notwendigen Versuchsreihen wurden unter zwei Gesichtspunkten ausgeführt, nämlich für einen Dekontaminationsreiniger geeignete Tensidlösungen zu finden und die Wirksamkeit dieser Lösungen mit dekontaminationsspezifischen Komplexbildnern in Abhängigkeit vom pH-Wert an verschiedenen Oberflächen zu untersuchen.

2.1 Schaumwerte von Tensiden und Tensidgemischen

Eine geringe Schaumentwicklung während des Dekontaminationsprozesses ist erwünscht, weil dann der Benutzer beurteilen kann, wie weit die Reinigungslösung erschöpft ist. Hingegen ist das Schäumen von verbrauchten radioaktiven Abwässern von Reinigern bei der Aufkonzentrierung durch Verdampfung unerwünscht, weil hierdurch Radionuklide in das Kondensat mitgerissen werden können.

Wegen der guten Dekontaminationswirkung wurden aufgrund der Reihenuntersuchungen aus der Klasse der nichtionogenen Tenside als Grundbasis die Nonylphenolpolyglycolether ausgewählt. Das Schaumvermögen dieses Typs ist wegen der abnehmenden Wasserlöslichkeit mit steigender Temperatur im Vergleich zu den anionischen Produkten wie z.B. den Alkylsulfonaten verhältnismäßig gering.

Für die Oberflächenreinigung auf dem Dekontaminationssektor zwischen 20°C und 70°C wurden Nonylphenolpolyglycolether mit einem Trübungspunkt oberhalb dieser Temperatur verwendet.

Erreicht man durch Temperaturerhöhung den vorgewählten Trübungspunkt, so wird die lockere Bindung zwischen den Sauerstoffatomen des Polyglycolethers und den Wasserstoffatomen der Wassermoleküle mehr oder weniger gelöst und die Schaumbildung hört praktisch auf. Dieser Vorgang ist reversibel.

Durch Zusätze von schaumträgen nichtionogenen Fettalkohol-Alkylenoxid-Additionsprodukten zu Nonylphenolpolyglycoletherlösungen können sehr schaumarme bzw. schaumregulierte Lösungen hergestellt werden.

Abbildung 2 zeigt die Schaumentwicklung und -beständigkeit einer als Dekontaminationsreiniger geeigneten Tensidmischung. Diese schäumt bei Raumtemperatur, bei 100°C hingegen gehen die Schaumwerte, wie angestrebt, stark zurück.

Abbildung 3 zeigt die Schaumentwicklung des noch in vielen handelsüblichen Reinigern vorhandenen Natriumalkylsulfonat. Es schäumt bei 100°C noch stärker als bei Raumtemperatur.

Die in den Abbildungen 2 und 3 untersuchten Reinigerverdünnungen entsprechen den durchschnittlichen Detergentiengehalten im Anlieferungszustand der Abwässer (1:200) und im Verdampferkonzentrat (1:10), die untersuchten Temperaturen entsprechen denen bei Zugabe (20°C) und beim Sieden im Verdampfer.

2.2 Dekontaminationswirkung von Komplexbildnern in Tensidlösungen

Der Einfluß des Zusatzes von Komplexbildnern auf die Dekontaminationswirkung von schaumregulierten nichtionogenen Tensidlösungen wurde an PVC-Fußbodenbelag, epoxidlackbeschichteten Oberflächen und rostfreiem Stahl gestestet. Als Komplexbildner wurden Oxal- und Zitronensäure im pH-Bereich von 3 bis 9 verwendet. Die Ergebnisse (Abb. 4) zeigen, daß die Dekontaminationswirkung des gleichen Komplexbildners teilweise erheblich von dem zu dekontaminierenden Oberflächenmaterial abhängig ist.

3. Entwicklung eines Waschpulvers für Textilien

Zur Entfernung radioaktiver Verschmutzungen aus Berufskleidung benötigt man schwach alkalisch reagierende Waschmittel, die neben hoher Dekontaminationswirkung und ausreichender Waschwirkung ebenfalls keine Probleme bei der Aufarbeitung des radioaktiven Abfalls hervorrufen.

Es wurden vergleichende Prüfungen mit den in Dekontaminationswäschereien zur Reinigung radioaktiv kontaminierter Berufskleidung verwendeten 30°C-, 60°C- und 95°C-Waschmittel durchgeführt. Die bei dieser Prüfung (Abb. 5) gewonnenen Ergebnisse gaben Anlaß zur Entwicklung eines Dekontaminationswaschpulvers. Durch Sprühmischen von thermisch stabilen, schaumregulierten Tensiden und dekontaminationsspezifischen Reinigungsverstärkern konnte ein Waschpulver gefunden werden, das den Forderungen nach hoher Dekontaminationswirkung, geringerem Schäumen und thermischer Stabilität entspricht.

Bei der Verwendung des entwickelten Waschpulvers in der Praxis ergaben sich folgende Vorteile:

- In nur einem Waschgang und zwei Spülgängen wird erfolgreich dekontaminiert.
- Dies bedeutet, daß 33 % weniger radioaktive Abwässer anfallen und damit Kosten in beachtlicher Höhe eingespart werden können.
- Die Betriebskosten wurden um 33 % gesenkt.
- Die bis 60°C ausreichende Waschtemperatur erspart das Bügeln für die Pflegeleicht-Kleidung.
- Die eingesetzte Waschmittelmenge konnte je kg kontaminierter Wäsche von 50 g auf 25 g reduziert werden.

4. Entwicklung einer Dekontaminationspaste

In der Regel werden zur Reinigung kontaminierter Geräte Bäder mit Chemikalienlösungen eingesetzt. Es liegt auf der Hand, daß hierbei nur ein Bruchteil der eingesetzten Chemikalien genutzt werden kann, da die Lösungen nach Erreichen eines gewissen Aktivitätsgehaltes wegen der Gefahr der Rückkontamination bzw. aus Strahlenschutzgründen zum Abfall gegeben werden müssen.

Eine wesentlich bessere Ausnutzung der wirksamen Chemikalien war durch den Einsatz von Pasten zu erwarten, da diese einmal wegen ihrer hohen Viskosität in dünnen Schichten, zum anderen auch in vertikaler Richtung (Beispiel Rohrleitung/Schieber) aufgetragen werden können. Nach der Einwirkzeit werden sie mit einem Wasserstrahl abgespült.

Dekontaminationspasten sind generell wie folgt zusammengesetzt:

- beizende Reagenzien z.B. Mineralsäuren oder organische Säuren

- quellende Adsorptionsmittel (Tonerde, Kaolin, Kieselgur)
- Trägermaterialien sowie Netz- und evtl. Dispergiermittel.

Sie sollten einen gleichmäßigen Oberflächenabtrag aber keinen Lochfraß bzw. intergranulare Korrosion auslösen.

Erfahrungsgemäß kommen für die Reaktortechnik - wenn überhaupt - nur solche Pasten infrage, die auf Mineralsäure aufgebaut sind. Handelsübliche Beizpasten enthalten bis 30 % Salzsäure, da ohne Salzsäure bei Raumtemperaturen die Reaktion zwischen Paste und zu reinigender Oberfläche nicht "anspringt".

Durch Ersatz der bisher verwendeten Adsorptionsmittel durch abfallverträgliche hochdispersive Materialien und durch Herabsetzung der Oberflächenspannung in der Mineralsäuremischung durch den Zusatz von fluorierten Netzmitteln konnten salzsäurefreie Dekontaminationspasten entwickelt werden. Ihre Wirksamkeit konnte bei Versuchen mit betrieblich kontaminierten Proben (Abb. 6) aus den Kernkraftwerken Lingen und Obrigheim bestätigt werden. Sofern es nicht notwendig ist, schonend zu dekontaminieren, kann man durch Zusätze von 1 bis 2 Gew.% Salzsäure das gleiche Dekontaminationsergebnis in 1/3 der sonstigen Einwirkzeit erhalten. An Prototypen konnte nachgewiesen werden, daß es möglich ist, Dekontaminationspasten in dünnen Schichten mit hohem Druck aufzusprühen oder bei niedrigem Druck aufzulegen.

Die Menge an radioaktivem Rückstand beträgt bei der Anwendung der Dekontaminationspaste nur 1/6 der bei der Tauchbehandlung anfallenden.

5. Schlußfolgerung

Die entwickelten Dekontaminationsreiniger, -waschpulver und -pasten entsprechen den 3 Anforderungen nach guter Dekontaminationswirkung, geringer Schaumbildung und ausreichender thermischer Stabilität.

Sie wurden in der Gerätedekontamination bzw. in der Deko-Wäscherei des Kernforschungszentrums Karlsruhe mit Erfolg getestet und werden seit Jahren in Lizenz hergestellt und in kerntechnischen Anlagen sowie radiochemischen Laboratorien verwendet.

6. Literatur

[1] Kunze, S.: Waste-compatible cleansers for elimination of surface contaminations. Atom-Kernenergie Bd. 34 (1979), Lfg. 2, S. 147

Abb. 1 Untersuchungsergebnisse von Reinigern

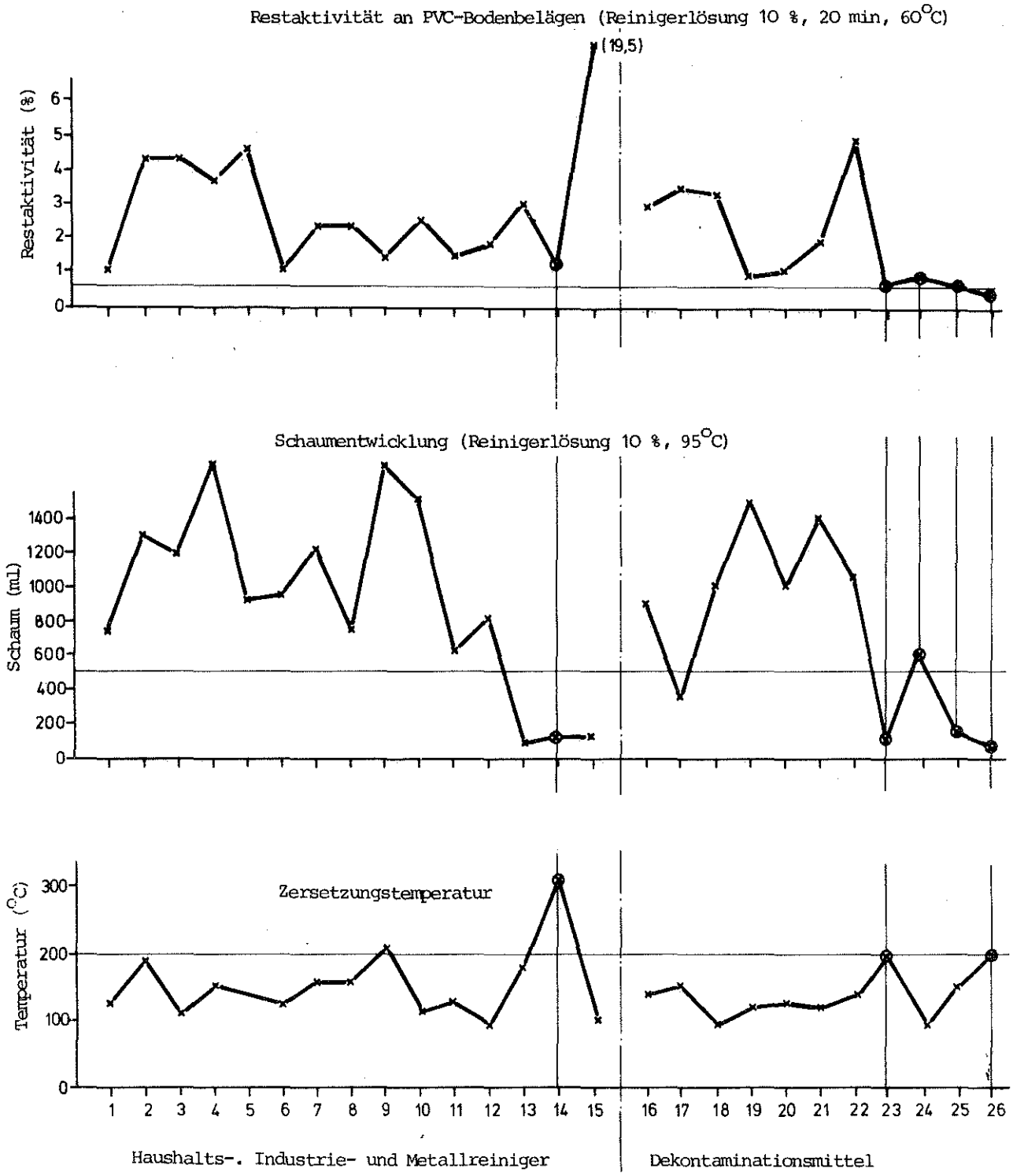


Abb. 2 Schaumentwicklung u. Schaumbeständigkeit von Reinigern mit nichtionogenen Tensiden

Reiniger: 6 Gew.% Teile Nonylphenolpolyglycolether u. 3 Gew.% Fettalkohol - Alkylenoxid - Additionsprodukt und Komplexbildner und Wasser (pH = 4,5)

Bemerkungen: Bei 100°C sofort nach Abstellen des Rührwerks kein Schaum mehr.

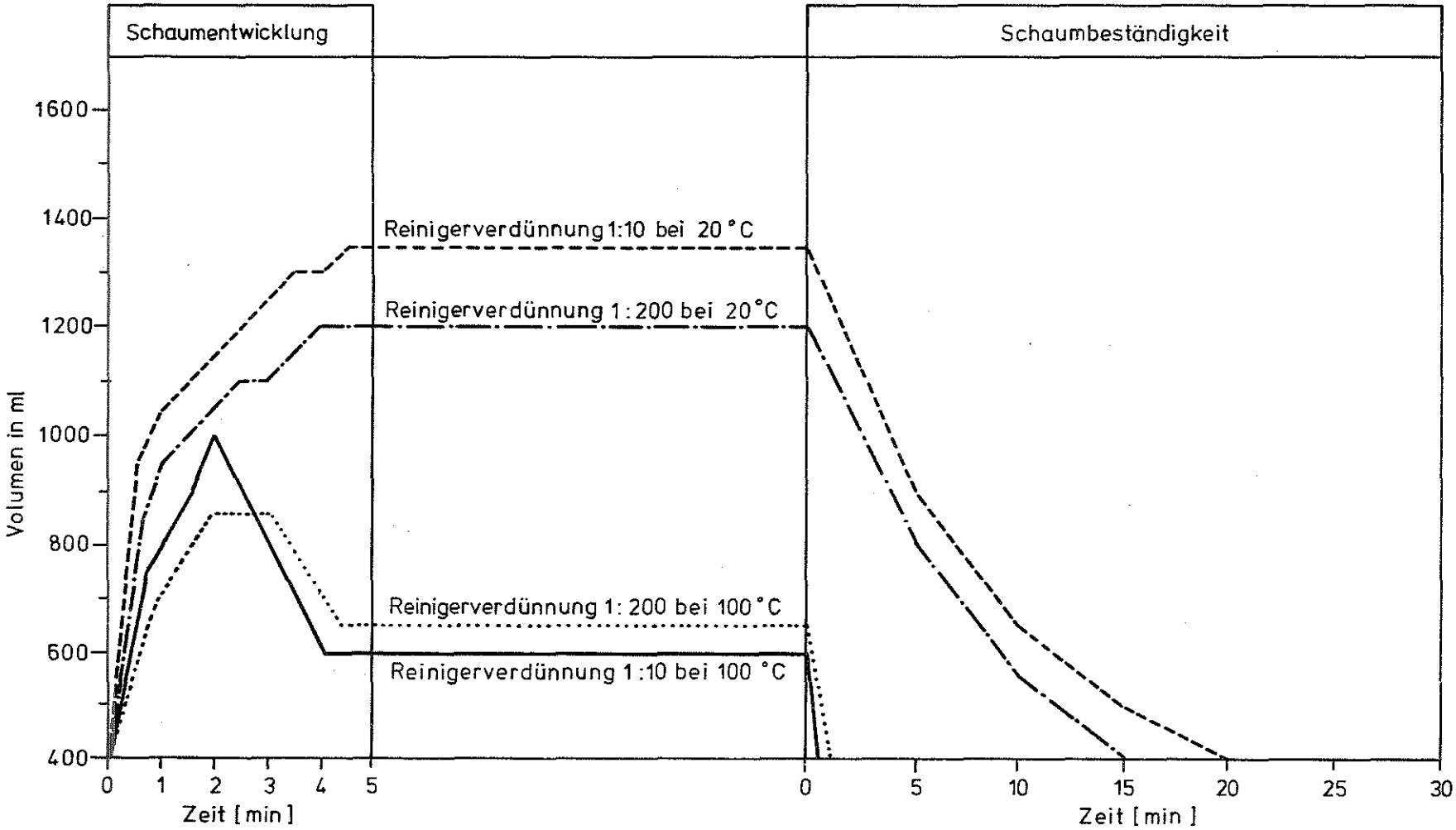


Abb. 3 Schaumentwicklung und Schaumbeständigkeit von Reinigern mit anionaktiven Tensiden

Reiniger: 9 Gew.% Natriumalkylsulfonat (30 % ige Lösung) u. Komplexbildner u. Wasser pH = 4,5

Bemerkungen: Schaumentwicklung bei 100°C größer als bei 20°C

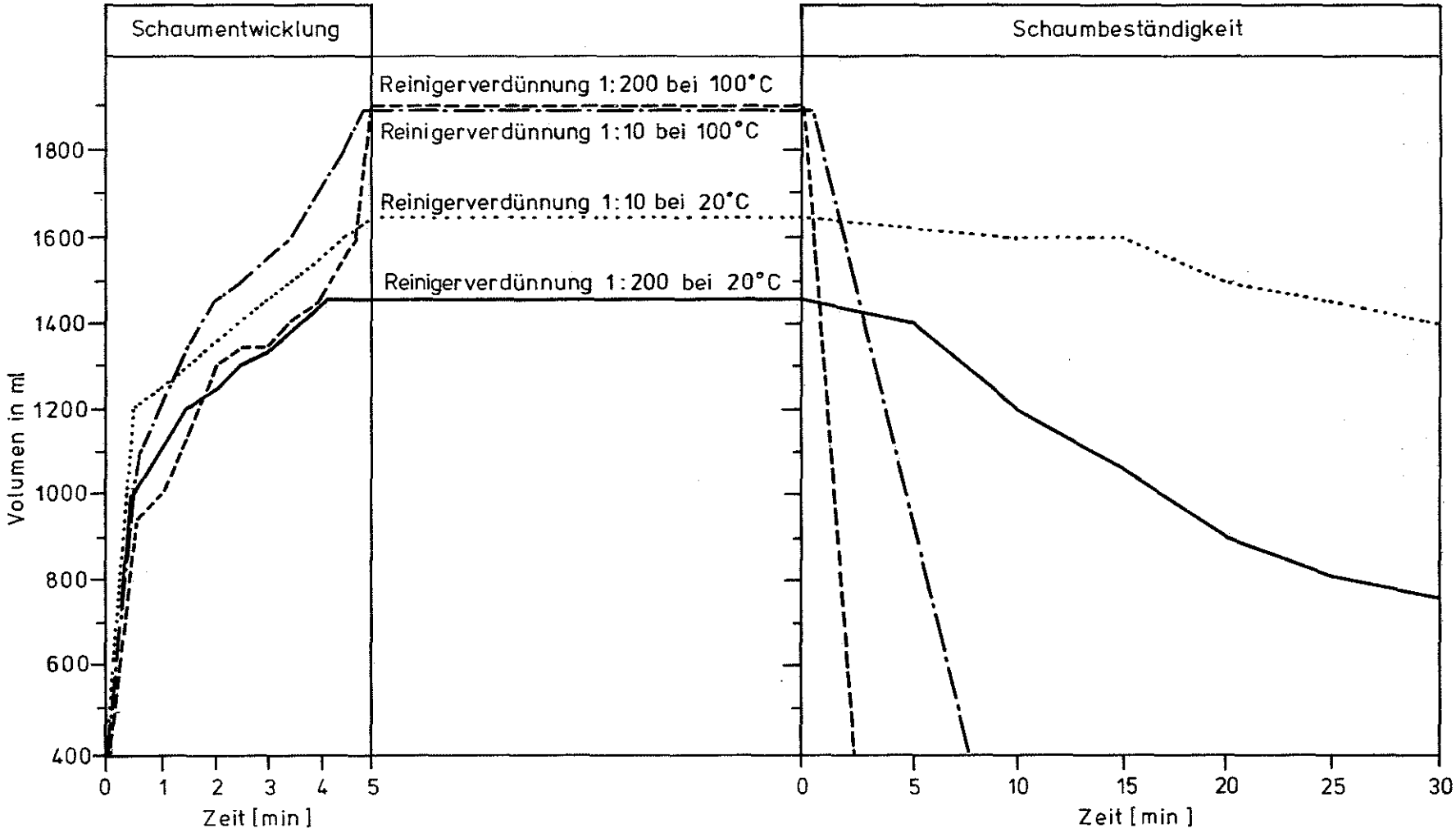
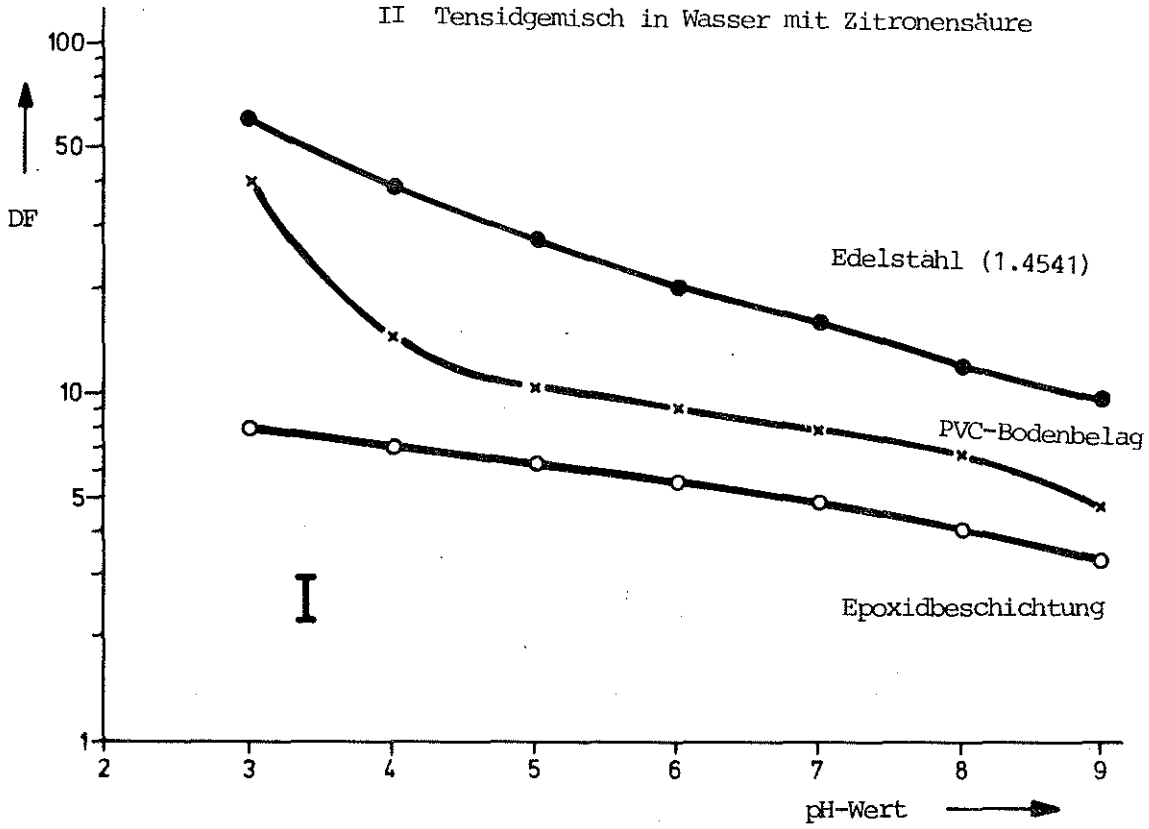


Abb. 4 Dekontaminationsergebnisse von Reinigerlösungen an Oberflächen verschiedener Materialien

I Tensidgemisch in Wasser mit Oxalsäure

II Tensidgemisch in Wasser mit Zitronensäure



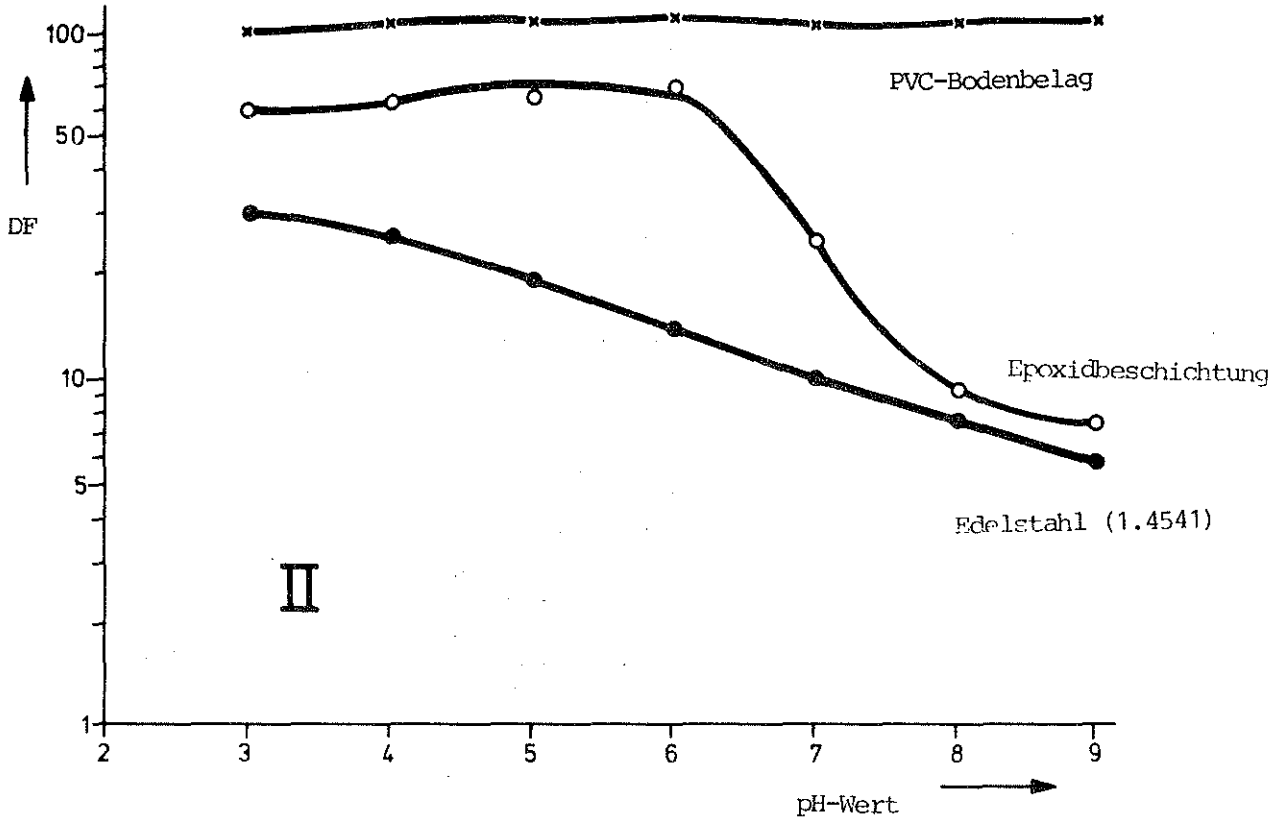


Abb. 5 Untersuchungsergebnisse von Waschpulvern
(Standardgewebe weiß, Polyester/Baumwolle-Standardgewebe, 65 % PES und 35 % BW, gem. Wäschereiforschung Krefeld e.V.)

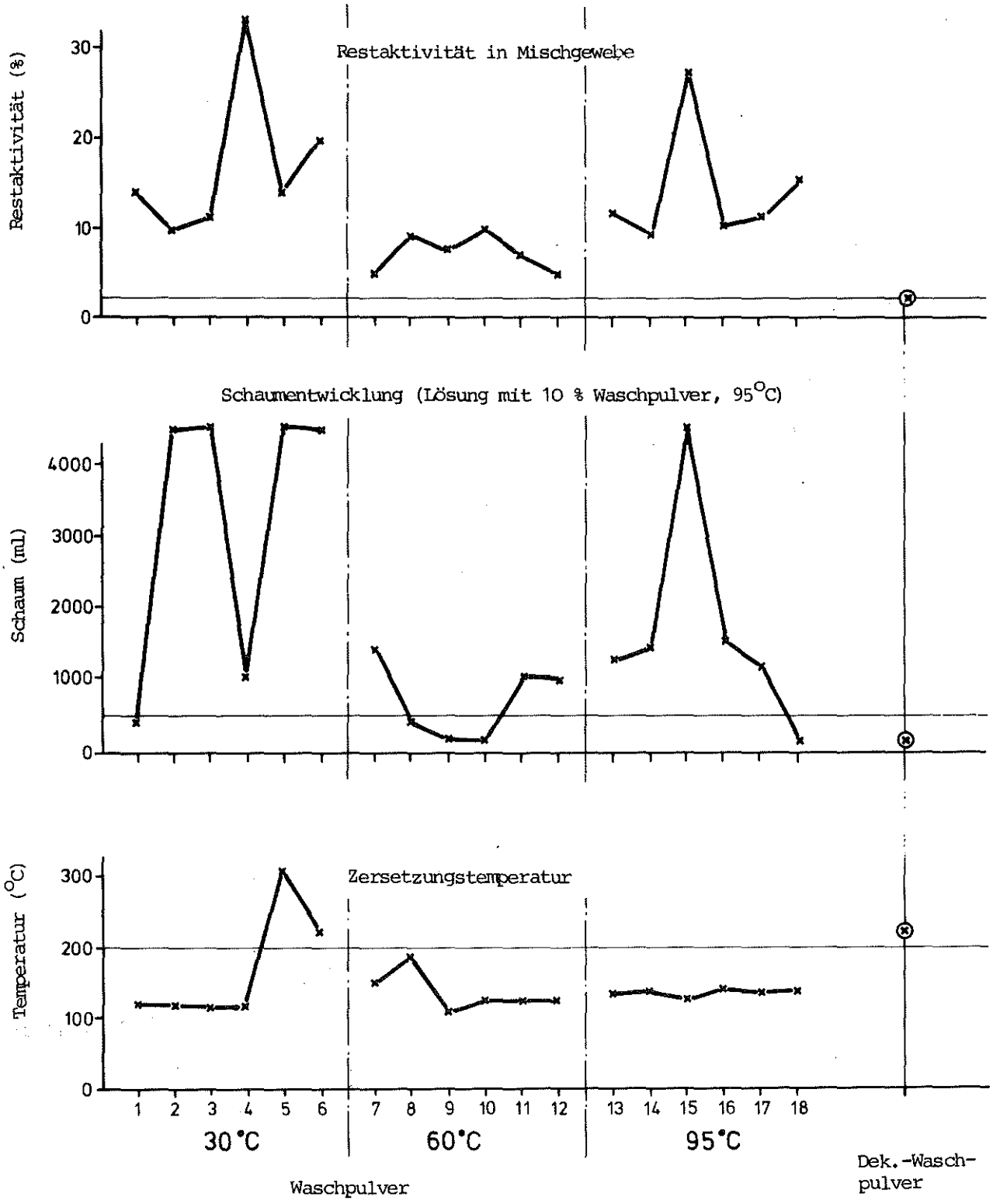
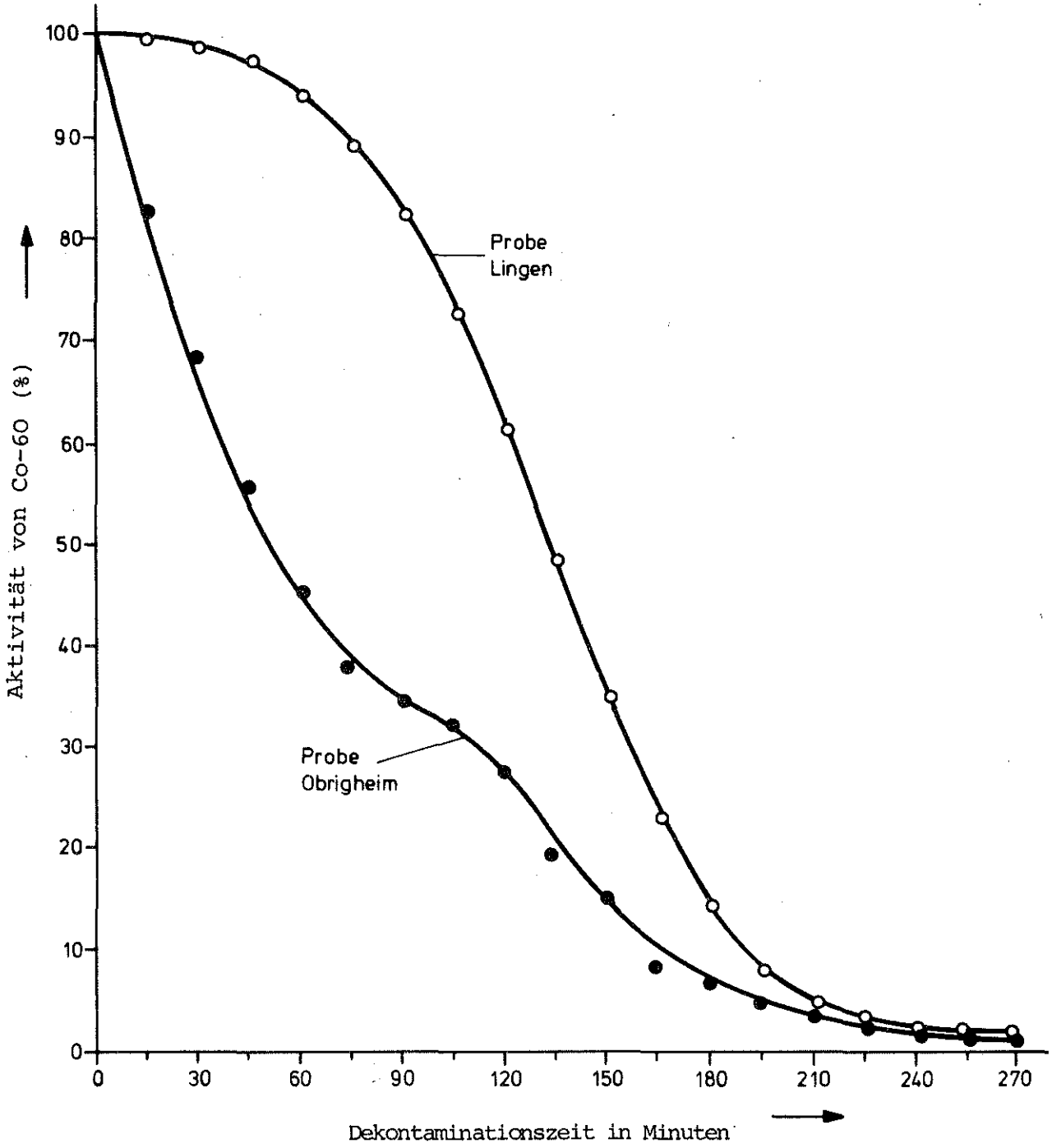


Abb. 6 Dekontaminationswirkung von salzsäurefreien Pasten an kontaminierten austenitischen Reaktorstählen



HEISSE ZELLEN, WIEDERAUFARBEITUNGS-ANLAGEN UND BRENNELEMENTHERSTELLUNG

Vorsitzender: W. Hunzinger

Beherrschung der alltäglichen Kontaminationsprobleme in einem Heißzellen-Labor

R. Buch
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen sind die Kontaminationsüberwachung und die Anwendung geeigneter Arbeitsmethoden zur Kontaminationsvermeidung wesentliche Maßnahmen zur Strahlenschutzsicherheit am Arbeitsplatz und während des Betriebsablaufs. Hierzu muß bekannt sein, welche Kontaminationsquellen vorhanden sind und welche Umstände zu Kontaminationsfreisetzungen und -ausbreitungen führen können.

Je nach Kontaminationsart und der sich hieraus ergebenden Strahlenbelastung müssen geeignete und einfach anzuwendende Meßgeräte verfügbar sein. Es wird gezeigt, wie Freisetzungen von Kontaminationen begrenzt oder vermieden werden, durch geeignete Meßeinrichtungen rechtzeitig erkannt werden, und daß auftretende Kontaminationen und die Art der Dekontaminatierungsweise nicht zu erhöhten Dosisbelastungen führt.

Einleitung

In den HEISSEN ZELLEN können Kontaminationen hauptsächlich während Zelleneinsätzen sowie bei Dekontaminations- und Reparaturarbeiten an kontaminierten Geräten und sonstigen Gegenständen von Zelleneinrichtungen auftreten. Diese Arbeiten werden außerhalb der Zellen in abgesperrten Bereichen durchgeführt. Diese Bereiche sind von den normalerweise nicht kontaminierten Arbeits- und Beschickungszonen zwar durch eine bedingt wirksame Kontaminationsschwelle getrennt, eine abschottende Trennung zur Raumatmosphäre der angrenzenden Laborbereiche besteht aber nicht. Der Umgang mit Kontaminationen in derart abgesperrten Bereichen ist nur deshalb ohne jedes Risiko möglich, weil Luftkontaminationen durch Anwendung geeigneter Schutzmaßnahmen sicher vermieden werden können. Einen weiteren Kontakt mit Kontaminationen bringt der Umgang in kontaminierten Handschuhboxen mit sich.

1. Kontaminationsvorkommen in den Zellen

Das Inventar an radioaktivem Material in den HEISSEN ZELLEN beträgt ca. $4 \cdot 10^{16}$ Bq (ca. 10^6 Ci). Hieran haben Spaltproduktgemische einen Anteil von ca. 99%.

Als Orte für den Umgang stehen Zellen unterschiedlicher Abschirmungen für Beladungen bis zu ca. $2 \cdot 10^{15}$ Bq (50000 Ci) Co-60-Äquivalent, ein 120 m³ großes Wasserbecken, Handschuhboxen und Chemieabzüge zur Verfügung.

Der Umgang konzentriert sich im wesentlichen auf folgende Arbeiten:

- zerstörungsfreie Bearbeitung und
- zerstörende Bearbeitung zu physikalischen und zu chemischen Untersuchungsvorhaben, sowie
- Schleusvorgänge innerhalb und außerhalb der Zellenanlagen

Jede Art des Umgangs hinterläßt in den Umgangsorten, in Schleusbehältern und in Transportbehältern radioaktive Verunreinigungen

- infolge von Materialabrieb bei Lagerung, Schleusen oder sonstiger zerstörungsfreier Bearbeitung und
- infolge zerstörender Bearbeitungs- oder Untersuchungsverfahren.

Die von dem Umgang mit dem radioaktiven Material verursachte Kontamination der Zellen erreicht zeitweise insgesamt etwa $4 \cdot 10^{13}$ Bq (1000 Ci), wobei sich stellenweise auf und unter den Arbeitstischen in den Zellen Kontaminationen bis zu 10^{12} Bq/m² (30 Ci/m²) ansammeln können. In Handschuhboxen erreicht die Kontamination ca. 10^{8} Bq (3 mCi).

Die Zellenkontamination besteht aus

- kleinen Bruchstücken
- Stäuben und
- Aerosolen

Der Anteil der Aerosole an der Zellenkontamination liegt zwischen 1 und 90 %. Durch die ständige Durchlüftung der Zelle (je nach

Luftwechselrate mindestens 20/h bei offener Lüftung und 5/h bei geschlossenem Kreislaufbetrieb) erreicht man, daß die luftgetragenen Stäube in den Filtern abgeschieden werden und eine einmal vorhandene Konzentration radioaktiver Stoffe in der Zellenatmosphäre schnell vermindert wird.

2. Konstruktive Maßnahmen zum Schutz vor Freisetzung von Kontaminationen

Den Schutz vor Kontaminationsfreisetzungen übernehmen

- das Zellenabluftsystem, das in den Zellen einen Unterdruck von 1,5 mbar und in den Abluftleitungen einen Unterdruck von 20 mbar herstellt, und das dafür sorgt, daß durch Zellenlecks und durch geöffnete Zellenverschlüsse ein Luftstrom immer von der Bedienungs- und von der Beschickungszone in die Zelle gerichtet ist.
- das mehrstufige Abluft-Filtersystem mit einem Durchlaßgrad für Aerosole und Stäube von $< 10^{-8}$.
- die dichte Umschließung in Form der Zellen-Innenhaut oder einer auswechselbaren Zellenbox sowie den Dichtungen an Verschlüssen von Öffnungen an der Zelle und an der Zellenbox.

Für Zellen, Zellenboxen und Handschuhboxen ist eine ausreichende Dichtigkeit erforderlich. Nach längerem Betrieb nehmen die Leckraten der Zellen zu, weil durch häufiges Betätigen der Verschlüsse von Öffnungen die Dichtungen der Verschlüsse in Ihrer Wirksamkeit nach-

lassen. Die Dichtungsstrecken einer z.B. 100 m³ grossen Zelle betragen insgesamt ca. 40 m. Diese Verschlüsse sind Schleusen, Belüftungsklappen, Manipulatordurchführungen, Zellendeckel, Zellentor, Mechanikdurchführungen, Leitungsdurchführungen, Lampenstopfen und Strahlenschutzfenster. Alle diese Einrichtungen müssen in regelmäßigen Zeitabständen gewartet werden.

3. Umgang mit Kontaminationen

Es muß zwischen zwei Arten von Kontaminationen unterschieden werden:

- luftgetragene Kontaminationen und
- Kontaminationen, die ausschließlich nur über Kontaktnahme übertragen und verschleppt werden können.

Kontaminationsfreisetzungen können bei bestimmungsgemäßem Betrieb im Verlauf nachfolgend genannter Arbeitvorgänge auftreten:

- Schleusvorgänge über Materialschleusen mit Öffnungen von 10 cm bis ca. 60 cm Durchmesser
- Schleusvorgänge über Zellentore und Zellendachöffnungen mit Querschnitten zwischen 1 m² bis 5 m²
- Schleusvorgänge am Dränagesystem
- Manipulatorwechsel
- Zelleneinsätze zu Zwecken von Wartungsarbeiten, Reparaturen, Zellenumrüstung und Zellendekontamination

- Wechsel der Abluftfilter in der zweiten und dritten Stufe des Zellenabluftsystems
- Arbeiten an Kontaminationen führenden Leitungen und Behältern außerhalb der Zellenanlage.

3.1 Kenntnisse über den radioaktiven Stoff

Richtige Entscheidungen zur Anwendung von Sicherheitsmaßnahmen zum Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen und Kontaminationen können nur aus grundlegender Fachkenntnis heraus getroffen werden.

Jede der unter Punkt 3 genannten Arbeiten muß vor Beginn überdacht und gut vorbereitet sein. Die Eigenschaft (Beschaffenheit) und die Art des radioaktiven Stoffes sowie die Gegebenheiten am Arbeitsplatz hinsichtlich möglicher Strahlungs-, Kontaminations- und Unfallgefahr muß bekannt sein.

3.2 Maßnahmen zum Umgang mit Kontaminationen

Die vorhandenen Einrichtungen, Strahlungsmessgeräte und Hilfsmittel zum Umgang müssen ihrer Betriebs- und ihrer Wirkungsweise nach verstanden und sinnvoll angewandt werden können. Zu den unter Punkt 3 genannten Arbeiten gehört eine ständige Überwachung der Strahlenschutzsicherheit.

Der technische, handwerkliche Arbeitsablauf wird von Zellenoperateuren und die Strahlenschutzüberwachung wird von Strahlenschutztechnikern ausgeübt. Diese Arbeitsteilung wird strikt eingehalten.

Die Strahlenschutzüberwachung konzentriert sich auf die Messung von Strahlung und Kontamination, und auf die Überwachung der Personendosis. Zur Strahlenschutzüberwachung gehört ferner auch die Beobachtung der Handhabungen zum technisch, handwerklichen Arbeitsablauf. Deshalb ist es wichtig, daß der mit der Strahlenschutzüberwachung beschäftigte Strahlenschutztechniker den technischen, handwerklichen Arbeitsablauf kennt, damit er Fehler bei Handhabungen, die zu Kontaminationsverschleppungen oder Kontaminationsfreisetzungen führen können, noch rechtzeitig korrigieren kann.

3.3 Messung der durch Kontaminationen verursachten Strahlenbelastungen

Während des Umgangs mit kontaminiertem Material und während des Aufenthalts in stark kontaminierten Bereichen können Hände, Füße und Haut mit hohen Teilkörperdosen belastet werden. Menge und Beschaffenheit der Kontamination muß deshalb bekannt sein, ebenso die beim Umgang angewandten Arbeiten und Handhabungen. Aus diesen Kenntnissen heraus kann entschieden werden, ob γ-, β- oder γ- und β- Dosisleistungen gemessen werden müssen und ob Messungen

im Kontakt mit den Kontaminationen erforderlich sind. Zur "Kontaktmessung" von Dosisleistungen eignen sich TL-Dosimeter oder besser das KELLER-Dosimeter, weil hieran die Messung direkt abgelesen werden kann.

3.4 Maßnahmen zur Sicherung gegen Kontaminationsfreisetzung und gegen Kontaminationsverschleppung

Bei Arbeiten, in deren Verlauf Kontaminationen in die Bedienungszone oder in die Beschickungszone freigesetzt werden können, werden Laboranlagen und Vorrichtungen sowie Schutzkleidung, Atemschutz und Hilfsmittel eingesetzt, die eine angemessene und ausreichende Strahlenschutzsicherheit gewähren. Die Strahlenschutzüberwachung flankiert diese Arbeiten. Von den unter Punkt 3 angegebenen Arbeiten sind Arbeiten an Kontaminationen führenden Leitungen oder Behältern außerhalb der Zellenanlagen sowie Zelleneinsatz diejenigen Arbeiten, zu denen Sicherheitsmaßnahmen in besonderem Umfang getroffen werden müssen. Schleusvorgänge durch das geöffnete Zellendach und das Ziehen von Manipulatoren sind hinsichtlich der vorhandenen Kontamination Zelleneinsätzen gleichzusetzen.

Während bei Schleusvorgängen durch Anwendung von Schleussystemen Kontaminationen in nur geringer Menge (maximal $4 \cdot 10^3$ Bq = 100 nCi) auf sehr kleine Flächen (Dichtungen oder Kontaktstelle zwischen

Transportbehälter und Schleuse) übertragen werden, hat man es z.B. bei Zelleneinsätzen und bei Schleusvorgängen über Dach mit großflächigen Kontaminationen zu tun.

3.4.1 Kontamination und Dosisbelastung

Manipulatorwechsel

Die Dosisbelastungen beim Wechseln von Manipulatoren und bei Schleusvorgängen über Dach sind niedrig. Sie liegen unterhalb der zulässigen Tagesdosis.

Zelleneinsatz

Bei einem Zelleneinsatz von im allgemeinen einer halben Stunde Dauer verursacht die Zellenkontamination je nach Beschaffenheit

- Ganzkörperdosen von 100 µSv bis 3 mSv (10 bis 300 mrem) und etwa das Doppelte an Teilkörperdosis (Haut) oder
- Ganzkörperdosen von ca. 50 µSv bis 400 µSv (5 bis 40 mrem) und das 20- bis 30-fache an Teilkörperdosis (Haut)

3.4.2 Kontaminationsschwellen (Isolierräume und abgesperrte Bereiche)

Kontaminationsschwellen sind abgesperrte Bereiche, an deren Ausgang Kontaminationskontrollen durchgeführt werden. Sie werden an allen Arbeitsplätzen eingerichtet, an denen die unter Punkt 3 genannten Arbeiten durchgeführt werden. Je nach Art und Menge der Kontaminationen,

mit denen umgegangen wird, sind sie mehr oder weniger aufwendig.

Das Herausholen von kontaminierten Gegenständen aus einer Zelle wird über ein Isolierzelt oder über die Isolierzelle durchgeführt. In diesem Isolierraum ist die Luftströmung in die Zelle gerichtet. Aus der Zelle gebrachte Gegenstände werden mit Öl eingesprüht, sodaß keine Kontaminationsfreisetzung in die Luft möglich ist. Dann wird der Gegenstand aus dem Isolierraum in den als Kontaminationsschwelle angelegten abgesperrten Bereich vor dem Isolierraum abgelegt. Hier wird er verpackt. Durch Wischtests wird geprüft, ob die Verpackung außen kontaminationsfrei ist. Ist der Befund negativ, erfolgt die Freigabe.
Bei Ausschleusvorgängen über das geöffnete Zellendach kann wegen der Benutzung des Hallenkrans kein Isolierzelt aufgestellt werden. Dies ist auch nicht erforderlich. Sperrige Gegenstände oder Zelleneinrichtungen, wie z.B. der Lastmanipulator oder die Fahrbrücke des Zellenkrans, können aber - mit Öl eingesprüht - in einen Plastikschlauch gezogen oder in eine Plastikfolie eingeschlagen werden. Die bei solchen Arbeitseinsätzen auftretenden Kontaminationsverschleppungen bleiben auf der um die Dachöffnung angelegte Kontaminationsschwelle beschränkt. Luftkontaminationen treten nicht auf.

4. Luftkontaminationen

Zur Überwachung der Raumluft werden Luftmonitore im Dauerbetrieb eingesetzt.

In den letzten 15 Jahren trat etwa alle 3 Jahre eine Luftkontamination auf, die zu Inkorporationen führte. Die inkorporierten Mengen lagen jeweils unter 1 % der zulässigen jährlichen Aktivitätszufuhr. Die jeweilige Exponierungszeit betrug maximal 2 Minuten. Meistens wurden die Luftkontaminationen durch Messungen im Rahmen der Strahlenschutzüberwachung festgestellt, bevor eine Alarmgabe durch den Raumluftmonitor erfolgte. Die Ursachen, die zu Inkorporationen führten, waren Lecks an Versuchsapparaturen oder eine nicht ausreichende Kette administrativer oder sicherheitstechnischer Maßnahmen beim Umgang.

6. Zusammenfassung

Es wird über Ursachen, Herkunft und Menge der im Heißzellenlabor auftretenden Kontaminationen und über den Umgang und die hierzu notwendigen Sicherheitsmaßnahmen konstruktiver und administrativer Art berichtet.

An Hand von typischen Umgangsbeispielen, wie sie im alltäglichen Betrieb auftreten, wird gezeigt, daß gezielt angewandte Arbeitsverfahren, an gut durchdachte Sicherungsmaßnahmen gebunden, den Umgang mit Kontaminationen gefahrlos und ohne Risiken von Kontaminationsfreisetzungen erlauben.

Erfahrungen bei der Dekontamination von Zelleninnenräumen

M. Nievelstein
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Zur Durchführung umfangreicher Arbeiten in Heißen Zellen muß eine weitgehende Dekontamination durchgeführt werden, um die Personenbelastung durch Strahlung und erschwerte Arbeitsbedingungen (z.B. Fremdbelüftung von Schutzanzügen) beim Betreten der Zelle so gering als möglich zu halten. Dies ist insbesondere nötig, wenn nach längeren Arbeitskampagne die Einrichtung von Zellen überholt oder ausgewechselt werden soll.

Es wird am Beispiel einer in den Jülicher Heißen Zellen durchgeführten Aktion gezeigt, daß auch eine vollständige Dekontamination durchführbar ist, um eine Außerbetriebnahme zu ermöglichen.

Abstract:

For extensive construction work inside of hot cells intensive decontamination has to be carried out in order to keep the burden for personnel due to irradiation and difficult working conditions (for instance breething in protective suits) while working in a cave as low as possible. This is necessary especially if after long periods of hot operation the installations of caves have to be repaired or exchanged.

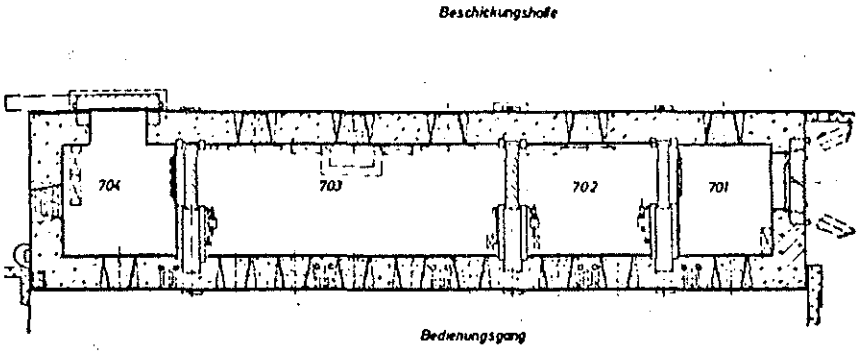
An example of such work in the Jülich Hot Laboratory shows that decontamination close to zero-radiation levels can be carried out for decommissioning.

1. Einleitung

Im Rahmen des Projektes "Wiederaufarbeitung kugelförmiger Brennelemente von Hochtemperaturreaktoren" wurden in einem Teil der Heißen Zellen der Kernforschungsanlage Jülich im Laufe von mehreren Jahren Wiederaufarbeitungsverfahren entwickelt und Einzelkomponenten unter heißen Bedingungen im Labormaßstab erprobt. Für den Einbau einer Wiederaufarbeitungsanlage als Pilotanlage im halbtechnischen Maßstab war es erforderlich, die Zellen total leerzuräumen und anschließend zu dekontaminieren. Die Dekontamination wurde so weit geführt, daß ein ganztätiges Arbeiten zur Montage der Pilotanlage in den Zellenräumen möglich wurde.

Im Folgenden möchte ich Ihnen am Beispiel dieser Aktion zeigen, daß eine Dekontamination stark radioaktiv verseuchter Zellenräume möglich ist, welche Arbeitsmethoden und Mittel in Jülich angewandt wurden und welche Erfahrungen in Bezug auf Strahlenexpositionen sowie Zeit- und Personalaufwand hierbei gemacht wurden.

Zunächst möchte ich Ihnen einen Grundriß der Heißzellenanlage zeigen: Abb. 1



Es handelt sich hier um Betonzellen, deren innere Wandflächen und Böden mit einer Edelstahlhaut ausgekleidet sind. Die Experimentapparaturen waren ausschließlich in den beiden mittleren Zellen aufgebaut, während die beiden außenliegenden Zellen als Schleus- und Reparaturzellen genutzt wurden, dementsprechend auch nur gering kontaminiert waren. Die Abmessungen der mittleren Zellen betragen 3 m in der Breite, 4,5 m in der Höhe und 3 m bzw. 8 m in der Länge. Zwischen den beiden Zellen befindet sich eine verfahrbare Zwischenwand. Die Fläche, die dekontaminiert werden mußte, betrug etwa 225 m².

2. Vorbereitungsarbeiten

Um die radiologische Belastung des Personals möglichst gering zu halten, mußten spezielle Vorrichtungen, Werkzeuge und Arbeitstechniken entwickelt werden, die ein fernbedientes Demontieren und Zerkleinern der Experimentapparaturen und Installationen gestatteten; weiterhin wurden Ausschleusverfahren für feste und flüssige radioaktive Abfälle sowie für wiederverwendbare Teile erprobt; schließlich benötigte man Dekontaminationsvorrichtungen, um eine fernbediente Grobdekontamination durchführen zu können mit dem Ziel, in relativ kurzer Zeit die Dosisleistungswerte innerhalb der Zellen zu reduzieren. So wurden zum Beispiel eine Plasmaschneidanlage, eine Autogenschneidvorrichtung, pneumatische Trennschleifgeräte und Werkzeuge aller Art für die Fernbedienung umgerüstet. Ein 200 l-Faßschleussystem ermöglichte das kontaminationsfreie Ausschleusen von festem Abfall in 200 l-Normfässer. Mit Hilfe eines Hochdruckspritzverfahrens mit Spezialdüsenköpfen konnte die fernbediente Grobdekontamination durchgeführt werden.

3. Fernbediente Demontage- und Ausräumarbeiten

Die anschließenden Demontage- und Ausräumarbeiten nahmen mit

einer Mannschaft von sechs Mann ca. neun Monate in Anspruch. Zunächst wurden sämtliche Kleinapparaturen, Geräte und Zelleneinrichtungen mit Hilfe von Manipulatoren fernbedient demontiert, zerkleinert und über das Faßschleussystem ausgeschleust. Die Komponenten, die wegen ihrer Größe und ihres Gewichtes mit Handmanipulatoren nicht gehandhabt und ausgeschleust werden konnten, wurden mit dem 3 t Zellenkran an einem zum thermischen Schneiden vorbereiteten Platz in der Zelle 703 transportiert. Es zeigte sich im Verlauf der Arbeiten, daß die thermischen Schneidverfahren gegenüber den mechanischen Trennverfahren wesentliche Vorteile aufwiesen. Durch die Brennschneidarbeiten mit Autogen- und Plasmabrennern wurden die Abluftfilter sehr stark mit aktivem Staub beaufschlagt, so daß die Filter während dieser Phase mehrmals gewechselt werden mußten. In der Tabelle 1 sind die ausgeschleusten radioaktiven Abfälle in fester und flüssiger Form aufgeführt:

TABELLE 1

RADIOAKTIVER ABFALL AUS ZELLE 702/703

ABFALLART	BEHÄLTER	MENGE	GBQ/BEHÄLTER (CI/BEHÄLTER)	BEMERKUNGEN
FEST	EINHEITSFAß (200 L)	67	3,7-37 (0,1-1)	ÜBER SCHLEUSE 703/704
FEST	EINHEITSFAß (200 L)	41	37-370 (1-10)	ÜBER SCHLEUSE 703/704
FEST	EINHEITSFAß (200 L)	5	> 370 (10)	ÜBER SCHLEUSE 703/704
		≤113		
LÖSUNG ORGANISCH	GLASBEHÄLTER (25 L)	4	0,037 (0,001)	OHNE ABSCHIRMUNG
LÖSUNG SPALTPROD.	PE-FLASCHEN (0,5 L)	90	148 (4,0)	MIT ABSCHIRMUNG
LÖSUNG URANPROD.	PE-BEHÄLTER (10 L)	3	0,037 (0,001)	OHNE ABSCHIRMUNG
SPÜLWASSER	(DRAIN.-WAGEN (200 L)	12	KONTAMINIERT	ÜBER DRAINAGESYSTEM
PROZEßLÖSUNGEN + SPÜLWASSER		≤2575 L		

Eine Reihe von Apparaturen und Geräten wurden zur Wiederverwendung über Dachöffnungen von der Größe 1x3 m ausgeschleust.
Hierzu wurden diese Teile in der Zelle fernbedient vordekontaminiert und anschließend vom Dach her in spezielle Foliensäcke bzw. Behälter gezogen. Da das Gamma-/Beta-Dosisleistungs-Verhältnis bei 1:50 lag, wurden bei verschiedenen Apparaturen die Foliensäcke mit Bleifolien von 0,5 mm Dicke umgeben, so daß die Strahlenbelastung für das Personal so niedrig wie möglich gehalten werden konnte.

4. Fernbediente Grobdekontamination

Nachdem die Zellen bis auf die festen Einbauten und Installationen ausgeräumt waren, schlossen sich drei Arbeitsphasen zur Dekontamination der Zellen an:

1. Die fernbediente Dekontamination
2. Die manuelle Grobdekontamination und
3. Die manuelle Feindekontamination

Zu Beginn der fernbedienten Grobdekontamination war ein staubförmiges Spaltproduktinventar von ca. 1110 GBq (30 Ci) verteilt in beiden Zellen vorhanden. Der Strahlenpegel lag in einem Meter Abstand von Wänden und Boden in der kleinen Zelle bei 0,02 Sv/h (2 R/h) und in der großen Zelle bei 0,06 Sv/h (6 R/h). Bei der Grobdekontamination wurde hauptsächlich das Druckspritzverfahren eingesetzt, das eine sehr gute Dekowirkung brachte und vor allem mit den Manipula-

toren leicht durchzuführen war. Bei diesem Verfahren wurden durch eine außenstehende Pumpe die verschiedenen Dekomedien mit einem Druck von 10-15 bar über die Flüssigkeitsdurchführung in der Zellenwand in die Zelle gepumpt. Innerhalb der Zelle befand sich am Ende eines genügend langen Schlauches ein Spritzrohr, das mit verschiedenen Spritzdüsen ausgerüstet werden konnte. Die Düsen wurden je nach Spritzwinkeln, Spritzbildern und Durchsatzmengen ausgewählt und gewechselt. Die anfallenden Dekontaminationsflüssigkeiten sammelten sich auf dem Boden der Zellen, flossen durch ein Bodenabflußrohr in Drainagebehälter, die sich unterhalb der Zelle befanden und wurden von dort mit einem Spezialtransportwagen abtransportiert. Bei dieser fernbedienten Grobdekontamination wurden sechs Operateure eingesetzt. Die Arbeiten dauerten ca. einen Monat. Der Strahlenpegel konnte in der kleinen Zelle auf 1,7 m Sv/h (170 mrem/h) und in der großen Zelle auf 3,5 m Sv/h (350 mrem/h) gesenkt werden.

5. Manuelle Demontage und Grobdekontamination

Zu diesem Zeitpunkt begann die manuelle Demontage von festen Einbauten und die Dekontamination durch Froschmanneinsätze mit Fremdbelüftung. Um die Strahlenbelastung der Einzelpersonen zu minimieren, wurde eine große Anzahl von Leuten, sowohl aus KFA Bereichen als auch von Industriefirmen, eingesetzt. Innerhalb von vier Monaten wur-

den mit einem verfügbaren Personal von 39 Mann 114 Einsätze gefahren, die zur Hälfte mit Fremdbelüftung oder Filtermasken durchgeführt wurden. Beim größten Teil der Dekoarbeiten wurde ein Korb aus Stahlrohren benutzt, der durch die Dachöffnung in die Zelle abgelassen und an die Zellenkranbrücke angehängt worden war. So konnte der Korb mit Hilfe der Kranbrücke verfahren werden und das Personal brauchte nicht den stark strahlenden Zellenboden zu betreten. Der Korb hatte eine Höhe von 3,5 m und eine Breite von 2,0 m. Es konnte von drei verschieden hohen Ebenen aus gearbeitet werden. Bei den ersten Einsätzen wurden die fest installierten Einrichtungen, die nicht fernbedient demontiert werden konnten von Hand demontiert. Die weiteren Arbeiten bestanden hauptsächlich aus dem Abbeizen der Kunstharz-Lacke auf Boden, Wänden und Decken. Während dieser Arbeiten wurde die Luft in den Zellen ständig auf staubförmige Konzentrationen hin überwacht. Durch intensives Einsprühen der Zellenflächen mit Vaselineöl konnten die Kontaminationen so gebunden werden, daß die zweite Hälfte der Zelleneinsätze ohne Atemschutz gefahren werden konnte. Dies stellte natürlich eine erhebliche Arbeitserleichterung dar. In der folgenden Tabelle 2 sind die für die Strahlenbelastung interessanten Daten zusammengestellt.

Nach der Grobdekontamination wurden in den Zellen zahlreiche Orts-Dosisleistungsmessungen durchgeführt. Es zeigte sich in 1 m Abständen von Boden und Wänden eine mittlere Orts-Dosisleistung von 1,00 mSv/h (100 mrem/h). An einzelnen Stellen des Bodens lagen die Werte zwischen 5 und 8 mSv/h (500 - 800 mrem/h).

TABELLE 2

MANUELLE DEMONTAGEN UND GROBDEKONTAMINATION

(GESAMTDAUER CA. 4 MONATE)

ANZAHL DER EINGESETZTEN PERSONEN	39
ANZAHL DER EINSÄTZE	114
EINSATZZEIT (GESAMT) [H]	198
DURCHSCHNITTL. EINSATZZEIT/MANN [H]	5
KOLLETIVDOSIS [MSV] (MREM)	140 (14000)
DURCHSCHNITTL. PERSONENDOSIS [MSV] (MEREM)	3,59 (359)
MAX. PERSONENDOSIS [MSV] (MREM)	23 (2300)
GESAMTTEILKÖRPERDOSIS [MGY] (MRAD)	1680 (168000)
DURCHSCHNITTL. TEILKÖRPERDOSIS/MANN [MGY] (MRAD)	43 (4300)
MAX. EINZELTEILKÖRPERDOSIS (FINGER) [MGY] (MRAD)	130 (13000)

6. Feindekontamination

Bei Beginn der Arbeiten zur Feindekontamination bestand in den beiden Zellen noch eine Gesamtkontamination von ca. 74 GBq (2 Ci). Bei der Feindekontamination wurden im Laufe von sechs Monaten 15 Personen eingesetzt. Hierbei wurden allerdings die beiden äußeren Zellen, die ebenfalls mäßig kontaminiert waren, mit einbezogen. Aus der Tabelle 3 kann man die hierbei interessierenden Daten für die Strahlenbelastung ersehen.

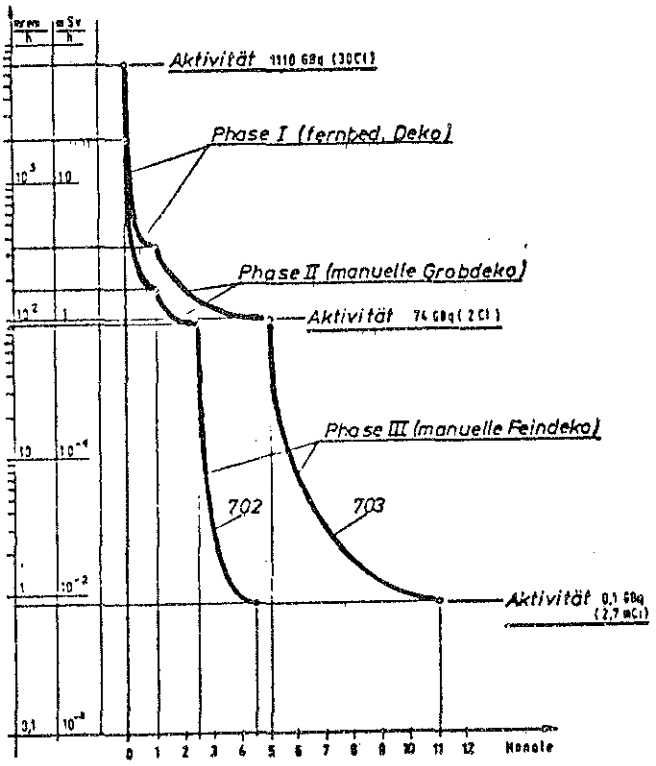
TABELLE 3

FEINDEKONTAMINATION (DAUER CA. 6 MONATE)

ANZAHL DER EINGESETZTEN PERSONEN	15
EINSATZZEIT (GESAMT) / H /	2470
DURCHSCHNITTL. EINSATZZEIT/MANN / H /	165
KOLLETIVDOSIS / MSV / (MREM)	36,65 (3665)
DURCHSCHNITTL. PERSONENDOSIS / MSV / (MREM)	2,45 (245)
MAX. PERSONENDOSIS / MSV / (MREM)	9,4 (940)

Nach der Feindekontamination wurden die Zellen mit Kunstharzlacken zweimal vorgestrichen und danach versiegelt. Die verbliebene Restkontamination liegt bei ca. 0,1 GBq (2,7 mCi). Die Dosisleistung liegt bei 0,01 mSv/h (1 mrem/h). Die Abbildung 2 stellt zusammenfassend für jede der beiden inneren Zellen die Abnahme der Dosisleistungen während der drei Dekontaminationsphasen dar. Die Gesamtaktivität wurde innerhalb der drei Arbeitsphasen von 1110 GBq (30 Ci) auf 0,1 GBq (2,7 mCi) reduziert, d.h. es wurde ein Dekontaminationsfaktor von $1,1 \cdot 10^4$ erreicht.

Abb. 2



7. Zusammenfassung

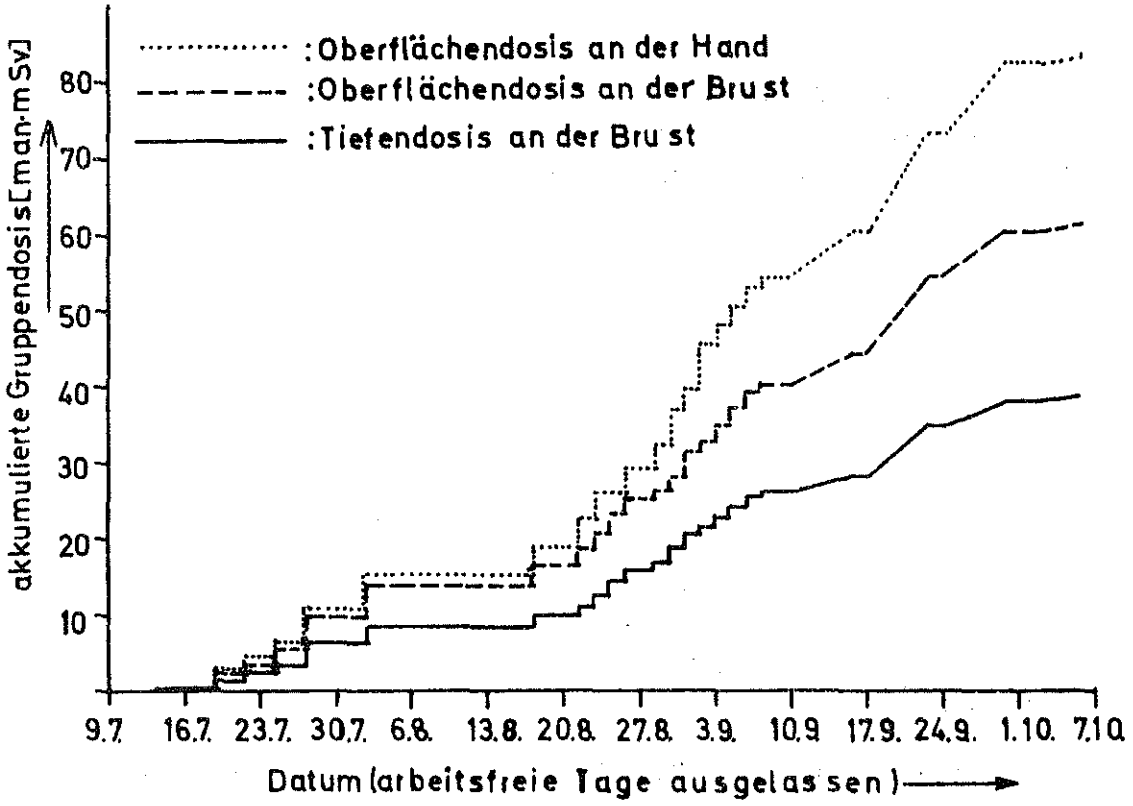
Zusammenfassend läßt sich sagen, daß eine vollständige Entsorgung und Dekontamination dieser Zelleninnenräume gelungen ist. Bei der hier beschriebenen Aktion wurden innerhalb von 1,5 Jahren ca. 800 Mannwochen aufgewendet. Die Strahlenbelastungen lagen erheblich unter den zulässigen Werten. Zu Inkorporationen ist es bei dieser Aktion nicht gekommen. Der Dekontaminsationsfaktor ist größer als 10^4, d.h. die zur Zeit laufenden Montagearbeiten innerhalb der Zellen zum Einbau der geplanten Pilotanlage können ohne wesentliche Strahlenbelastungen bzw. Inkorporationsrisiken durchgeführt werden.

Strahlenschutzmaßnahmen bei der Sanierung einer Heißen-Zelle

H.-U. Berger, W. Burck, H. Dilger
KfK Karlsruhe

Zusammenfassung:

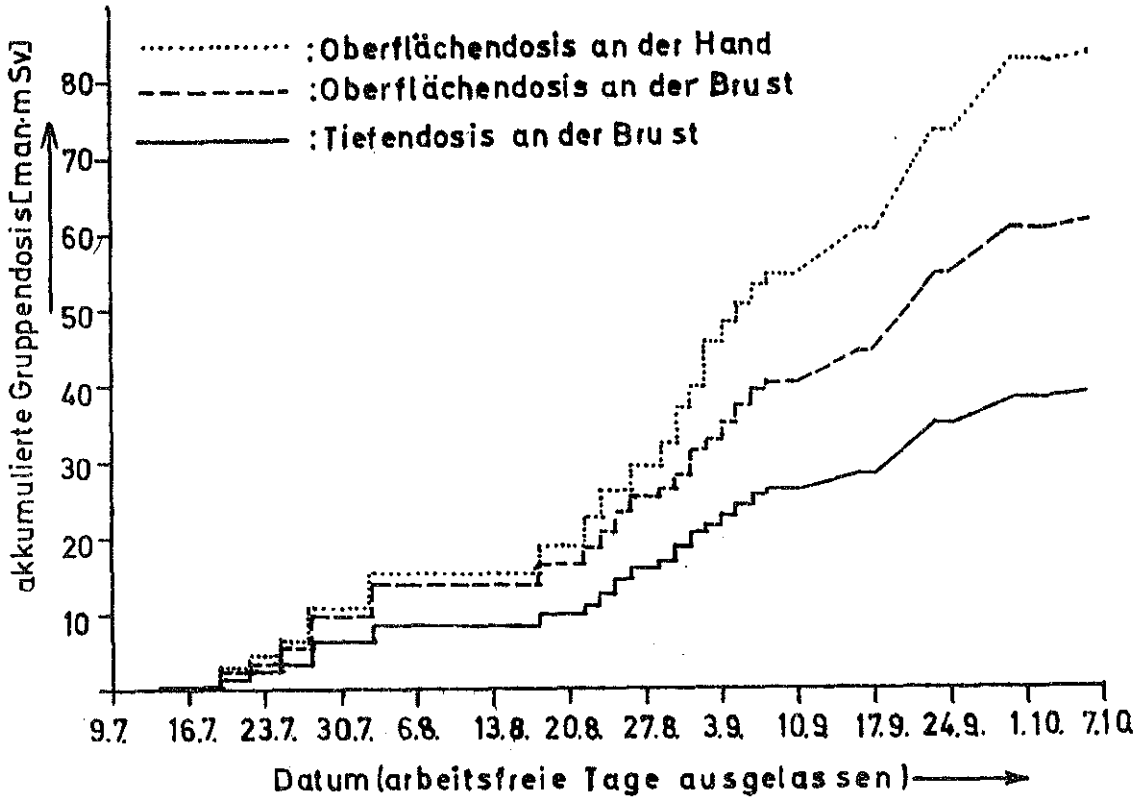
Die Zelle 5 der Heißen-Zellen-Anlage der KfK GmbH sollte nach zwölfjährigem Betrieb saniert und umgerüstet werden. Die Dekontaminationsarbeiten wurden zuerst fernbedient und anschließend während eines Zeitraumes von ca. 2 Monaten von 38 Personen im direkten Einsatzdurchgeführt. Es werden die Strahlenschutzmaßnahmen und das für die Personendosimetrie benutzte Verfahren beschrieben. Vor Aufnahme der Arbeiten wurden γ-Dosisleistungen von bis zu 900 mSv/h gemessen. Nach den fernbedient durchgeführten Dekomaßnahmen sank die γ-Dosisleistung bis auf 1,5 mSv/h ab. Zu diesem Zeitpunkt betrug die (α+β) -Kontamination 10^5 Bq/cm^2. Bis zum Ende der Arbeiten nahm die abwischbare Aktivität auf 10^1 - 10^3 Bq/cm^2 für β-Strahler und 0,3 - 30 Bq/cm^2 für α -Strahler und die Ortsdosisleistung auf etwa 0,03 mSv/h ab. Während den Arbeiten wurden die akkumulierten Gruppendosen für Brust, Hand, Kopf,Gonaden und Fuß gemessen. In der Abbildung wird der zeitliche Verlauf für die Brust- und Handdosis dargestellt. Insgesamt ergab sich bei der Zellensanierung eine akkumulierte Ganzkörperdosis von 39 mSv.



Zeitlicher Verlauf der akkumulierten Gruppendosen

Abstract:

The cell 5 of the Hot Cell Facility of the Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK) was to be restored and reequipped after 12 years of operation. The decontamination work was first done remotely controlled and afterwards by 38 persons entering the cell, which took about 2 months. The radiation protection methods and personal dosimetry systems are described. At the beginning of the work the γ-dose rate amounted up to 900 mSv/h. After completion of the remotely controlled decontamination work the γ-dose rate decreased to 1.5 mSv/h. At that time the (α+β)-contamination was 10^5 Bq/cm^2. Till the end of the work the removable activity dropped to 10^1 - 10^3 Bq/cm^2 for β-radiation, to 0.3 - 30 Bq/cm^2 for α-radiation and the local dose rate to about 0.03 mSv/h. During the work the accumulated collective doses were listed for breast, hand, head, gonads and foot. In the figure the development with the time of the doses for breast and hand is shown. During restoration work of the cell the accumulated collective whole-body dose amounted to 30 mSv.



Development with the time of the accumulated collective doses.

1. Vorgeschichte und Zellenbeschreibung

Die Zelle 5 wurde seit Inbetriebnahme der Heißen-Zellen-Anlage der KfK GmbH im Jahre 1964 anfänglich als Meßzelle und seit 1969 zur metallographischen Präparation von bestrahlten Reaktorkomponenten, insbesondere von bestrahlten Brennelementen und spaltstoffhaltigen Prüflingen benutzt. 1977 wurde der Entschluß gefaßt, die innen hoch kontaminierte Zelle begehbar zu machen. Insbesondere war der Fußboden durch ausgelaufene Schleif- und Ätzabwässer festhaftend kontaminiert. Ziel der Sanierung war die Erneuerung der elektrischen Zellenausrüstung und die erforderliche Umrüstung für neue Forschungsaufgaben.

Die Zelle 5 ist eine α-dichte-Betonzelle, die auf ihrer Bedienungsseite mit zwei Bleiglasfenstern und einer Vielzahl von Stopfen ausgerüstet ist (s. Abb. 1 und 2). Sie ist über einen an der Zellenrückwand gelegenen Isolationsraum zugänglich; zum Ein- und Ausschleusen großer Komponenten steht eine abgeschirmte Deckenluke zur Verfügung. Für den Materialtransport zur Nachbarzelle ist ein Conveyor und ein Durchreich-Rohr vorhanden. Die Zelle ist mit einem Schwerlastmanipulator und vier Manipulatoren ausgerüstet. Sie ist über ein eigenes Feinfilter an das Zellenabluftsystem angeschlossen.

2. Vorarbeiten und Beschreibung des strahlenschutzmäßigen Zustandes vor dem ersten Einstieg

2.1 Messungen

Zunächst wurde das gesamte bewegliche Zelleninventar über die Deckenluke mit dem Hallenkran aus der Zelle entfernt. Danach wurden Ende November 1978 teils durch die Deckenluke, teils mit einem am Manipulator befestigten Meßgerät, γ-Dosisleistungsmessungen in 1 m Höhe und in ca.

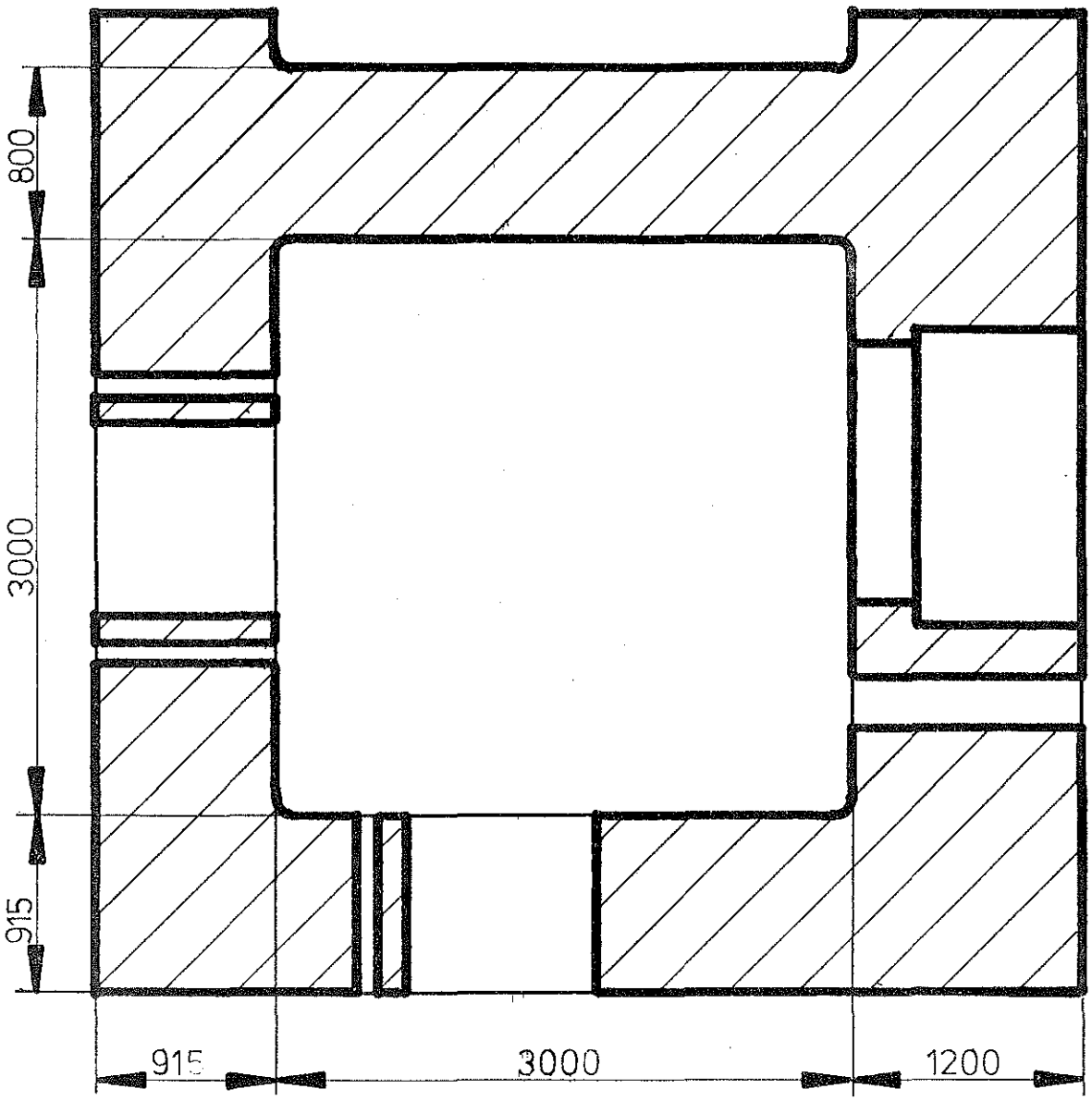


Abb. 1: Horizontal-Schnitt der Heißen Zelle

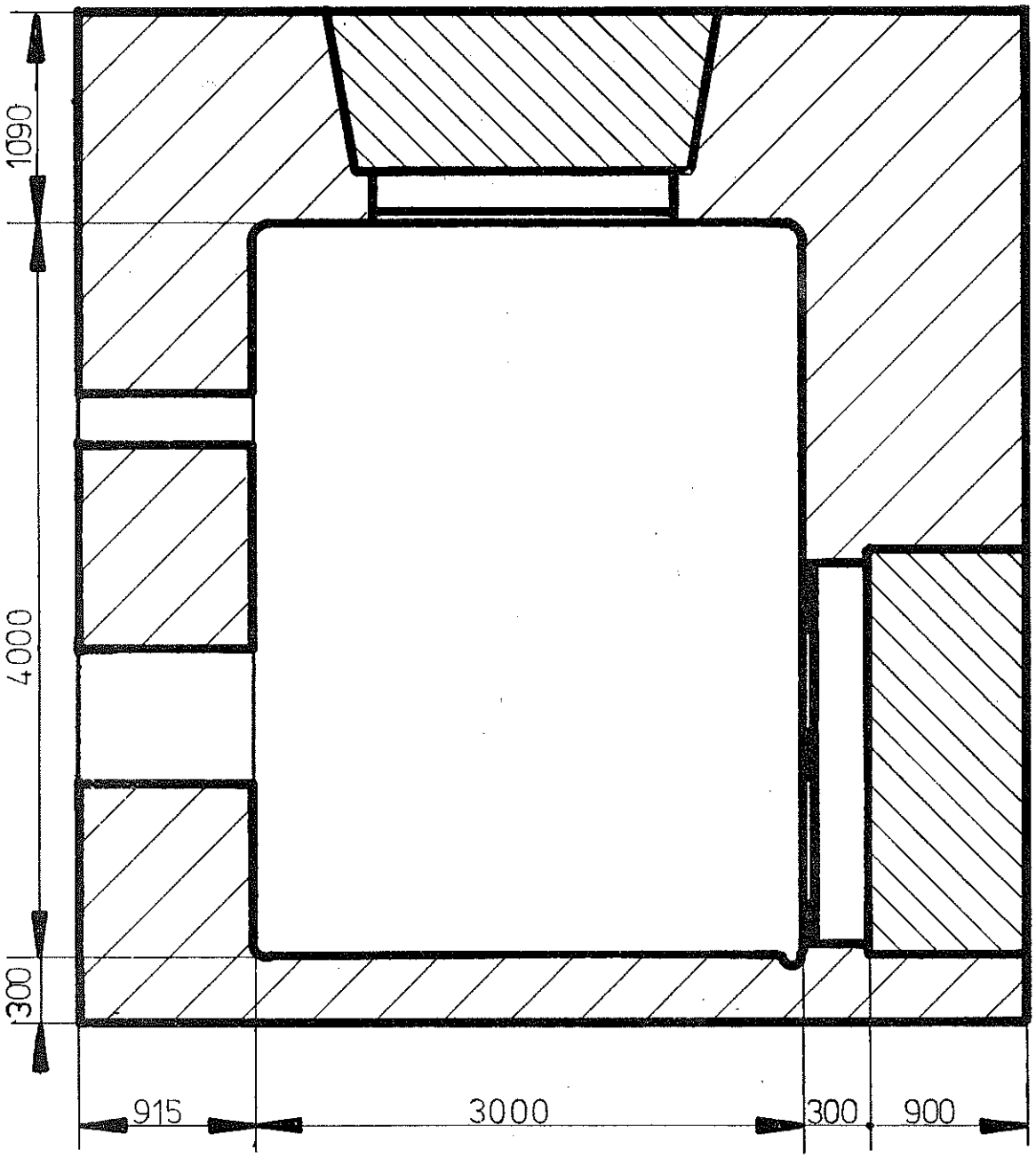


Abb. 2: Vertikal-Schnitt der Heißen Zelle

2 cm Höhe über dem Zellenboden vorgenommen. Dabei wurden maximale γ-Dosisleistungen von 900 mSv/h in 2 cm bzw. 80 mSv/h in 1 m Höhe festgestellt. Die mittlere γ-Dosisleistung betrug 130 mSv/h in 2 cm bzw. 43 mSv/h in 1 m Höhe.

Da diese Dosisleistungswerte keinen direkten Einstieg in die Zelle erlaubten, wurden fernbediente Dekontaminationsmaßnahmen vorgenommen.

2.2 Maßnahmen zur Absenkung der Dosisleistung

Zunächst wurde unter Benutzung fernbedienter Werkzeuge mit chemischen Methoden (Absprühen mit DEKOPAN, mit Phosphorsäure, einmolarer Salpetersäure) die Dosisleistung über dem Fußboden um etwa den Faktor 2 abgesenkt. Anschließend wurden die hierfür zugänglichen Teile des Zellenbodens mit einem fernbedienten Winkelschleifer abgeschliffen. Durch zweimaliges Abschleifen konnte die Dosisleistung nochmals um den Faktor 8 abgesenkt werden.

Da nicht der ganze Fußbodenbereich mit dem fernbedienten Winkelschleifer bearbeitbar war, wurden die Zellenablaufrinnen mit Bleischrot ausgefüllt, und der ganze Zellenboden mit 1 - 2,5 cm Bleiblech und 6 cm Stahlblech ausgelegt. Ferner wurde das Zellenabluftfilter (Dosisleistung ca. 40 mSv/h) gewechselt, Zellenabluftfilter sowie Conveyor mit Spezialabschirmungen versehen und eine Reihe kontaminierter Stopfen ausgewechselt. Danach war Ende Mai 1979 mit einer mittleren γ-Dosisleistung von 1,5 mSv/h das Begehen der Zelle prinzipiell möglich geworden.

3. Strahlenschutzmessungen zur Vorbereitung des Zelleneinstiegs

Aus vergleichbaren Messungen war bekannt, daß, wenn die Ortsdosis ausschließlich oder ganz überwiegend von offener Kontamination mit harter β- und γ-Strahlung verursacht wird, der β-Strahlungsbeitrag zur Ortsdosisleistung bis zum 40-fachen des γ-Dosisleistungsbeitrags betragen kann. Deshalb wurden Mitte Juni fünf TLD-Kombinationen sowie fünf Film-

plaketten 1 h bzw. 2 h an verschiedenen Stellen der Zelle ausgelegt bzw. an hölzernen Stativen ausgehängt. Die mittlere γ-Dosisleistung betrug 2 mSv/h, die mittlere (β + γ) - Dosisleistung 5 mSv/h. Das Verhältnis zwischen γ- und (β + γ) - Dosisleistung schwankte zwischen 1:2,5 bis 1:6. Die Aktivität von Wischproben überstieg den Meßbereich der Zählanordnung, der bei etwa 10^4 Bq/cm² liegt. In 10 cm Entfernung konnten an Wischproben Dosisleistungen von einigen hundert µSv/h gemessen werden.

Aufgrund α- und γ-spektroskopischer Untersuchungen an einer Wischprobe ergab sich folgende Nuklidzusammensetzung der Kontamination:

- Pu-238 und/oder Am-241	50 %	bezogen auf die gesamte α-Aktivität
- Pu-239 und/oder Pu-240	35 %	
- Cm-243 und/oder Cm-244	10 %	
- Cm-242 und/oder Cf-252	5 %	
- Cs-137 / Ba-137m	45 %	bezogen auf die Aktivität aller γ-strahlenden β-Strahler
- Ru-106 / Rh-106	35 %	
- Ce-144 / Pr-144	15 %	
- Cs-134	5 %	

Das Verhältnis zwischen α-Aktivität und β-Aktivität betrug etwa 1:10. Eine nuklidspezifische Bestimmung der nicht-γ-strahlenden β-Strahler wurde nicht vorgenommen. Das auf der Oberfläche liegende Aktivitätsinventar betrug zu diesem Zeitpunkt schätzungsweise 10^{10} Bq.

4. Schutzausrüstung und einsatzbegleitende Strahlenschutzmaßnahmen

Das in der Zelle selbst eingesetzte Personal war mit einem Overall und fremdbelüftetem Atemschutzanzug ausgerüstet. Die Atemluft wurde dem stationären Atemluft-Netz der Heißen-Zellen-Anlage entnommen. Die im Isolationsraum eingesetzte Unterstützungsmannschaft war mit doppeltem Overall, Atemschutzmaske, Überschuhen, Handschuhen und Mütze ausgestattet. Während der ersten Zelleneinstiege trug diese Personengruppe außerdem einen unbelüfteten Folienschutzanzug, gegen Ende der Sanierungskampagne wurden teilweise auch Papier-Overalls verwendet,

Das in der Heißen-Zelle eingesetzte Personal war bei den ersten Einstiegen mit Thermolumineszenzdosimetern an Kopf, Brust, Oberschenkel, Hand und Fuß, einer amtlichen Filmdosimeterplakette an der Brust sowie je einem Stabdosimeter mit 2 mSv und 10 mSv Meßbereich ausgerüstet. Diese Dosimeterausrüstung wurde während der Sanierungskampagne aufgrund der zunehmenden Erfahrung über die zu erwartende Teilkörperstrahlenbelastung schrittweise auf je eine TLD-Kombination an der Brust, TLD an der Hand, Filmplakette an der Brust und ein bis zwei Stabdosimeter an der Brust reduziert. Die Mitarbeiter der im Isolationsraum eingesetzten Gruppe trugen jeweils die amtliche Filmplakette und ein Stabdosimeter mit 2 mSv Meßbereich.

Die vor allem bei den ersten Einstiegen sehr umfangreiche Dosimeterausstattung war gewählt worden, damit Meßwerte anstelle von Abschätzungen über die Teilkörperdosen zur Verfügung standen.

Das eingesetzte Personal war angewiesen, während des Einsatzes die Stabdosimeter wiederholt abzulesen bzw. ablesen zu lassen. Für den Fall einer Stabdosimeterablesung von mehr als 2 mSv war der Rückzug des betreffenden Mitarbeiters angeordnet.

Die bei den einzelnen Zelleneinstiegen durchzuführenden Arbeiten wurden vorher unter Einschaltung des Strahlenschutz-Bereichsleiters detailliert schriftlich festgelegt, wobei jeweils die neuesten Meßwerte über Ortsdosisleistungsverteilung, Kontaminationshöhe und die Erfahrung von den letzten Einsätzen berücksichtigt wurden. Bei den Arbeitsanweisungen

wurde besonderer Wert auf die Benutzung möglichst langstieliger Werkzeuge gelegt (insbesondere Bürsten, Schwämme und Spachteln).

5. Dekontaminationsmaßnahmen und begleitende Messungen

Am Anfang der Dekontaminationsarbeiten war die bequemste und sinnvollste Beschreibung des Kontaminationsgrades die Angabe der ($\beta + \gamma$)-Dosisleistung, die mit einer dünnwandigen Ionisationskammer in ca. 2 cm Abstand von der betreffenden Oberfläche gemessen wurde. Mit fortschreitendem Erfolg der Dekontaminationsarbeiten, die hauptsächlich im Abbeizen der Lackschicht von den Zellenwänden, aber auch im Abwaschen mit Azeton und im Austausch des kontaminierten Conveyor-Gehäuses bestand, konnte man dazu übergehen, den Kontaminationsgrad in Bq/cm² aufgrund von Wischprüfungen anzugeben.

Die Kontamination der inneren Oberflächen der Zelle betrug beim ersten Einstieg bis zu ca. 10^5 Bq/cm² (für β-Strahler), sie wurde bis zum Ende der Zellensanierung auf $1{,}1 \cdot 10^1$ bis $1{,}1 \cdot 10^3$ Bq/cm² (für β-Strahler) und $3 \cdot 10^{-1}$ bis $3 \cdot 10^1$ Bq/cm² (für α-Strahler) abgesenkt. Am Ende der Sanierungskampagne konnte die Zelle für die erforderlichen Umrüstungsarbeiten ohne spezielle Schutzmaßnahmen von beruflich strahlenexponierten Personen begangen werden.

6. Ergebnisse der Personendosisüberwachung während der Dekontaminationsphase seit dem ersten Begehen der Zelle

Die bei den Arbeiten zwischen dem 12.07.1979 und dem 05.10.1979 aufgelaufene Gruppendosis, die höchste Individualdosis und die höchste bei einem Einsatz aufgetretene Individualdosis sind in Tab. 1 zusammengestellt. Dabei ist auch die Dosis des im Isolationsraum eingesetzten Personals berücksichtigt.

	Personen- und Teilkörperdosis [mSv]								
	Brust			Kopf		Ober-schenkel		Hand	Fuß
	O	T	ST	O	T	O	T	O	O
gesamte Gruppendosis	61,9	39,4	51,4	70,3	42,4	59,1	38,8	83,7	59,5
höchste Individualdosis	7,41	5,67	6,90	7,41	5,67	7,90	6,29	9,13	5,69
höchste Einsatz Individualdosis	3,40	1,65	1,80	2,39	1,42	5,25	2,73	5,42	2,63

Tab. 1: Personen- und Teilkörperdosen bei Zellensanierung

Es bedeuten O: Dosis der Körperoberfläche, Abdeckung 50 mg/cm²,
T: Gewebedosis in größerer Tiefe, Abdeckung 500 mg/cm² jeweils gemessen mit TLD
ST: Dosis,gemessen mit TIK

Bei der höchsten Individualdosis traten die angegebenen Höchstwerte an unterschiedlichen Körperteilen nicht bei ein und derselben Person auf!

Um die Teilkörperdosis auch unabhängig von der Dosimeterausstattung vollständig erfassen zu können, wurden die Werte nach folgendem Verfahren ergänzt:

Lag für die Brust nur der TLD/O-Wert vor, so wurde für TLD/T der Stabdosimeterwert eingesetzt. Lag für Kopf oder Oberschenkel nur der TLD/O-Wert vor, so wurde der TLD/T-Wert aus dem TLD/T-Wert an der Brust und dem Verhältnis des jeweiligen TLD/O-Werts zum TLD/O der Brust abgeschätzt und eingesetzt. Fehlten TLD-Werte für Kopf, Oberschenkel, Hand oder Fuß, so wurden die TLD-Werte an der Brust eingesetzt (beim Fuß, falls vorhanden der TLD/O-Wert am Oberschenkel). Fehlten TLD-Werte überhaupt, so wurden die Stabdosimeterwerte eingesetzt.

Der zeitliche Verlauf der akkumulierten Gruppendosis an Brust und Händen ist in Abb. 3 dargestellt.

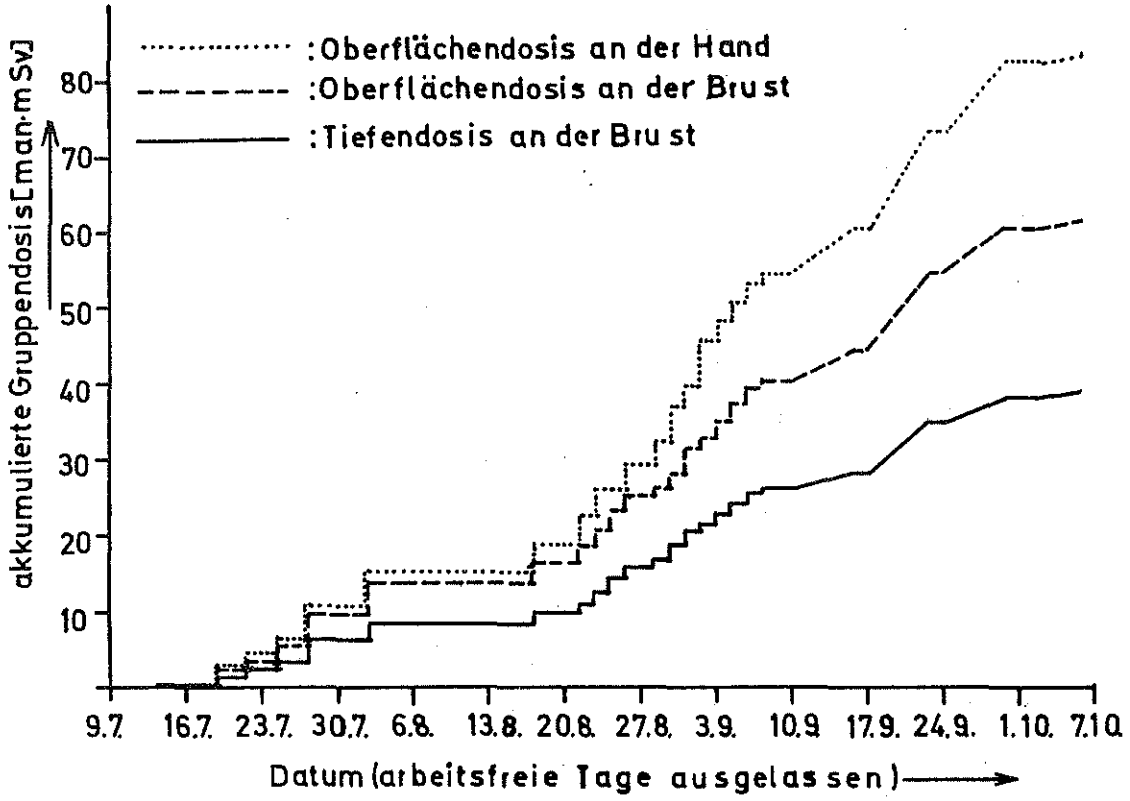


Abb. 3: Zeitlicher Verlauf der akkumulierten Gruppendosen

7. Zusammenfassung und Diskussion

Die Dekontaminationsarbeiten wurden von insgesamt 38 Personen in 51 Einsätzen durchgeführt. Dabei ergab sich eine Gruppendosis von 39 man·mSv Ganzkörperdosis und von 84 man·mSv Hautdosis an den Händen. Dabei wurde eine Aktivität von ca. 10^{10} Bq entfernt.

Die Inkorporationsüberwachung der eingesetzten Personen mittels Ganzkörperzähler und Urinproben ergab keinen Befund. Meldepflichtige Ereignisse traten während den Arbeiten nicht auf.

Eine abschließende strahlenschutzmäßige Beurteilung der Sanierungsarbeiten fällt schwer, da es für solche Arbeiten keine unmittelbaren Vergleichsmöglichkeiten gibt. Einige Parameter, die derartige Dekontaminationen beschreiben, sind neben den Gruppendosen die Fläche der Zelleninnenwände, Oberflächenaktivität und Dosisleistung nach Abschluß der fernbedienten Arbeiten sowie Oberflächenaktivität und Dosisleistung nach Abschluß der gesamten Arbeiten. Im vorliegenden Fall wurde die Oberflächenaktivität der 66 m² großen Innenfläche von 10^5 Bq/cm² auf 10^1 bis 10^3 Bq/cm² an β-Aktivität und 10^{-1} bis 10^1 Bq/cm² an α-Aktivität herabgesetzt; dabei nahm die γ-Dosisleistung von 1,5 mSv/h auf 0,03 mSv/h ab. Zum Vergleich ergaben sich bei Dekontaminationsarbeiten in einer Heißen-Zellen-Anlage im Argonne National Laboratory /1/ mit ca. 1 500 m² Innenfläche eine Gruppendosis von 1,0 man·Sv Ganzkörperdosis und 6,0 man·Sv Hautdosis. Dabei lagen die Oberflächenaktivitäten und Dosisleistungen vor und nach den manuell durchgeführten Tätigkeiten in den gleichen Größenordnungen wie bei der hier beschriebenen Arbeit. Bei Berücksichtigung der unterschiedlichen Anlagengrößen sind die aufgetretenen Gruppendosen vergleichbar.

/1/ Courtney, J. C., Ferguson, K. R., Holson, C. E. and Bacca, J. P., Radiation Safety Aspects of a Hot-cell Decontamination, Health Physics 43 (1982) 465 - 480.

Dekontamination der Zelle I in der WAK

G. Herrmann, W. Hoffmann, H. Wiese
WAK Karlsruhe

Zusammenfassung:

Am 17. Mai 1980 wurde Radioaktivität im Heizdampfkreislauf des Auflösers der WAK festgestellt. Untersuchungen stellten eine kleine Undichtigkeit im Bereich des Heizmantels fest, durch die 1,9 Ci ausgetreten waren. Der Auflöser mußte ausgetauscht werden, da eine Reparatur nicht möglich war.

Um die Zelle betreten zu können, mußte sie dekontaminiert werden. Das Ziel war, den Strahlenpegel auf 20 - 30 mR/h zu reduzieren. Die Dekontamination lief in 4 Abschnitten ab:

- Innendekontamination der Behälter und Rohrleitungen mit Spüllösungen
- fernbedienter Ausbau und Zerkleinern der Einrichtungen und Behälter in der Zelle sowie Herausbringen aus der Zelle
- fernbediente Dekontamination der Zelle
- direkte Dekontamination der ausgeräumten Zelle.

Vor den Dekontaminationsmaßnahmen betrug die Dosisleistung in der Zelle ca. 1 000 R/h. Nach dem 1. Abschnitt wurde die Dosisleistung an den Behältern auf einige R/h reduziert, wobei ca. 4 650 Ci Gammaaktivität entfernt wurden.

Der 2. Abschnitt wurde parallel zum 1. Abschnitt begonnen und war im Juli 1981 abgeschlossen. Ca. 86 m^3 radioaktiver fester Abfall wurden ausgeschleust.

Im 3. Abschnitt wurden die Wände und der Boden systematisch mit Druckwasser abgespritzt Dabei wurden für die 420 m^2 Zellenfläche etwa 38 m^3 Wasser verbraucht. Die Dosisleistung an den Wänden sank dadurch auf 0,2 - 0,5 R/h.

Der letzte Abschnitt dauerte vom 3.10.81 bis 11.1.82. Die ersten Begehungen waren auf wenige Minuten begrenzt. Später betrugen die Einsatzzeiten bis zu 0,5 Stunden. Nachdem die Dosisleistung auf 20 - 30 mR/h reduziert worden war, wurde die Zelle für Montagearbeiten freigegeben. 150 Personen waren eingesetzt worden und sie erhielten eine Kollektivdosis von 47,4 Mannrem.

Bei der Montage in der Zelle wurden in der Regel 15 Einsätze von ca. 45 Minuten Dauer pro Tag durchgeführt. Insgesamt sind 1 915 Arbeitsstunden aufgewendet worden. Die Kollektivdosis bei der Montage betrug 40,6 Mannrem.

Am 22. Oktober 1982 wurde der Auflöser wieder in Betrieb genommen.

1. Ursache des Auflöseraustausches

Am 17. Mai 1980, bei der letzten Auflösung der 2. FR-2-Kampagne, wurde Radioaktivität im 5-bar-Heizdampfkreislauf außerhalb der Zelle festgestellt. Eine genauere Kontrolle der verschiedenen Dampfverbraucher zeigte, daß die Radioaktivität aus dem Heizdampfkondensat des Auflösers herrührte. Der Auflöser wurde daraufhin entleert und gespült. Nach Füllen des Auflösers mit Wasser ließ sich nachweisen, daß der Auflöser eine kleine Undichtigkeit im Bereich des Heizmantels haben mußte. Es ließ sich abschätzen, daß einige ml Lösung mit ca. $7 \cdot 10^{10}$ Bq Aktivität in das Heizsystem übergetreten war. Da eine Reparatur des Lecks ausgeschlossen war, war es erforderlich, den Auflöser auszutauschen, um den Betrieb der WAK wiederaufnehmen zu können. /1/

2. Beschreibung der vorgesehenen Maßnahmen

Die notwendigen Maßnahmen zum Auflöseraustausch waren durch die räumlichen Gegebenheiten in der WAK vorgegeben. Der Auflöser ist in einer Grube unter der mechanischen Prozeßzelle I montiert. Diese Zelle I ist mit Edelstahlblech ausgekleidet und mit Kran, Schwerlastmanipulator und Handmanipulatoren über Bleiglasfenstern ausgerüstet. Die Zelle enthält Maschinen für die Brennelementzerlegung und einen Teil der Auflöserabgasreinigung. Ein Zugang zu dieser Zelle ist über eine angrenzende Reparaturzelle durch eine Stopfentür und eine Deckenöffnung möglich. Der hohe Strahlenpegel von ca. 10 Sv/h erlaubte einen direkten Zugang erst nach einer ausreichenden Dekontamination. (Abb. 1)

Die Geräte in der Zelle, ergänzt durch weitere Kleinmaschinen, waren zwar geeignet, den Auflöser fernbedient aus der Installation herauszutrennen und auszuschleusen. Die Montage und Verrohrung des neuen Auflösers war dagegen nur in direkter Arbeit möglich. Daher mußte die Zelle soweit dekontaminiert werden, daß die geschätzten 4 000 Mannstunden für die Montage ohne eine zu hohe Dosisaufnahme erfolgen konnten.

3. Dekontamination der Zelle

Das Ziel der Dekontamination war es, den Strahlenpegel in der Zelle auf ca. 0,2 - 0,3 mSv/h zu verringern, das erforderte eine Dekontaminationsfaktor von $5 \cdot 10^4$. Die Dekontamination lief in vier Abschnitten ab:

- Innendekontamination der Apparate und Behälter mit Spüllösungen
- fernbedienter Ausbau und Verschrotten der Einrichtungen und Behälter in der Zelle
- fernbediente Dekontamination der Zelle
- direkte Dekontamination der ausgeräumten Zelle.

3.1 Innendekontamination mit Spüllösung

Der Auflöser, die mit ihm verbundenen Behälter der Auflöserabgasreinigung und die Behälter der Nachbarzelle, die nur durch 30 cm Beton von der Auflöserzelle getrennt ist, sind in der Zeit vom 5.9.80 bis 15.1.81 mit Deko-Lösungen behandelt worden. Sie wurden alternierend mit NaOH und Salpetersäure gespült.Für das zu dekontaminierende Behältervolumen von ca. 5 m^3 wurden 62 m^3 Lösung eingesetzt, die ca. $1{,}7 \cdot 10^{14}$ Bq Gammaaktivität aus dem System

entfernten. Nach Abschluß der Dekontamination betrug die Reststrahlung an den Behältern noch einige 10 mSv/h.

3.2 Fernbedienter Ausbau und Verschrotten

Diese Aktionen begannen parallel mit der Innendekontamination der Behälter im September 80 und waren mit dem Ausschleusen der letzten Komponenten im Juli 81 abgeschlossen. Das Ziel war es, aus der Zelle die hochkontaminierten Einrichtungen zu entfernen, um die Zellenoberflächen für die Dekontamination zugänglich zu machen. Da ein Ausschleusen von sperrigen Komponenten nicht möglich war, sind diese mit mechanischen Mitteln, wie Knabbern, Stich- und Kreissäge und einem Plasmaschneidegerät fernbedient zerlegt, zum großen Teil in 160-l-Fässer verpackt und ausgeschleust worden. Der Auflöser wurde ebenfalls mit fernbedienten Sägen aus der Installation herausgeschnitten, mit dem Zellenkran aus der Auflösergrube herausgezogen und ebenfalls zerkleinert. Insgesamt sind ca. 86 m^3 Schrott ausgeschleust und zur KfK zur Zwischenlagerung und weiterer Behandlung geschafft worden. /1/

3.3 Fernbediente Dekontamination der Zelle

Nach dem Leerräumen der Zelle zeigte eine Dosisprofilausmessung Werte von 0,01 - 0,5 Sv/h. Zur weiteren Reduzierung dieses Pegels wurden im August - September 81 die Zellenwände und -böden fernbedient dekontaminiert. Zu diesem Zweck brachte man eine Drucklanze in die Zelle, die mit einem Druckschlauch durch einen Zellenstopfen an ein Heißwasserhochdruckgerät außerhalb der Zelle angeschlossen war. Das Gerät kann bis 90-grädiges Wasser mit Dekomittelzusätzen und einem Druck bis zu 200 bar

liefern. Durch Führung der Lanze mit einem Hand- und Schwerlastmanipulator wurden Wände und Boden systematisch abgespritzt. Durch fernbedientes Führen von Detektoren ließ sich der Spülerfolg verfolgen. Die Dosisleistung lag Anfang Oktober an den Wänden noch bei 2 - 5 mSv/h mit Einzelwerten von ca. 10 mSv/h. Der Pegel im Raum lag bei etwa 4 mSv/h. /2/

Bei der fernbedienten Deko sind die 420 m^2 Zellenfläche mit ca. 38 m^3 Wasser gereinigt worden. Die Personendosisaufnahme bei den fernbedienten Deko- und Verschrottungsarbeiten war gering. Eine merkliche Dosisaufnahme gab es nur bei Reparaturarbeiten am Zellenkran und Schwerlastmanipulator mit 0,125 MannSv und beim Ausschleusen von Komponenten und Proben von 0,036 MannSv. /3/

3.4 Direkte Dekontamination durch Personaleinsatz

Nachdem die fernbediente Dekontamination keinen nennenswerten Erfolg mehr brachte, entschloß man sich zur Dekontamination mit Personaleinsatz überzugehen.

Die direkte Dekontamination erfolgte in der Zeit vom 2.10.81 bis 11.1.82. Die erste Begehung der Zelle im Vollschutzanzug und Atemschutzmaske war wegen der noch relativ hohen Dosisleistung in der Zelle auf wenige Minuten beschränkt. Die Arbeitszeitbegrenzung wurde durch Alarmdosimeter angezeigt. In vielen kurzen Einsätzen sind dann "hot spots" an Elektrokästen und Rohrleitungsenden entfernt und damit der Raumpegel verringert worden. Es schlossen sich Spülaktionen an. Den größten Dekontaminationseffekt brachte die Reinigung der Wände und des Bodens mit einem besonderen Hochdruckgerät einer Spezial-

firma, das mit kaltem Druckwasser von 500 bar arbeitete. Die Dosisleistung an den Wänden sank dadurch (Abb. 2) auf 0,5 - 1,5 mSv/h. Nach dieser Aktion konnte die Zelle für längere Einsätze, bis zu 0,5 Stunden, betreten und Restkontaminationen durch manuelles Abreiben der Zellenwände beseitigt werden. Am 11.1.82 war schließlich der Strahlenpegel in der Zelle I und der Auflösergrube auf 0,2 - 0,3 mSv/h erniedrigt worden, so daß sie für die Montagearbeiten freigegeben werden konnten.

Bei der direkten Dekontamination waren 150 Personen eingesetzt. Die effektive Arbeitszeit in der Zelle betrug 574 Stunden. Die aufgenommene Kollektivdosis betrug 0,47 MannSv (47,4 Mann-Rem). /2/

4. Montagearbeiten in der Zelle I

Nach der Übernahme der Zelle durch das Montagepersonal sind zunächst bis Ende März 82 in der Zelle vorbereitende Arbeiten und Reparaturen an der Zelleneinrichtung vorgenommen worden. Diese vorbereitenden Arbeiten schlossen ab mit dem Einbau der Abdeckung der Auflösergrube und dem Einbringen des Auflösers. Diese Arbeiten führte weitgehend WAK-Personal aus. Die Montage- und Verrohrungsarbeiten waren an ein Firmenkonsortium vergeben worden, so daß diese Arbeiten im wesentlichen Fremdfirmenpersonal ausführte. Dabei handelte es sich um die Montage und Verrohrung des Auflösers und von vier weiteren Behältern. Nach der Vorfertigung der Rohrleitungen begannen die Verrohrungsarbeiten am 19.5.82 und waren im September 82 abgeschlossen. Die Arbeiten erfolgten in zwei zehnstündigen Schichten, die restlichen Stunden dienten der Qualitätssicherung und Reinigungsarbeiten. Pro Tag wurden in der Regel 15 Interventionseinsätze

von ca. 45 Minuten Dauer durchgeführt. Die Einsatzdauer war begrenzt durch die körperliche Belastung bei der Arbeit im Vollschutzanzug und unter der Atemschutzmaske. Die Dosisaufnahme betrug pro Mann und Einsatz ca. 0,15 - 0,2 mSv. Die Dosisaufnahme bei der Montage in der Zelle betrug 0,406 MannSv (40,6 Mannrem). /4/

5. Vorhabensorientierte Dosimetrie

Die WAK-Betriebsgesellschaft führte für diese Interventionsphase eine vorhabensorientierte und tätigkeitsbezogene Dosimetrie ein, um eine detaillierte Auswertung der Dosiswerte zu ermöglichen. /5/ (Abb. 3)

Dazu wurde das Gesamtvorhaben in 29 Vorgänge unterteilt. Das Einsatzpersonal wurde in 17 Funktionen aufgeteilt, in denen es im Einsatz tätig war. Ferner unterschied man 50 Tätigkeiten, die das Einsatzpersonal in der Zelle ausführte. Diese Begriffe wurden codiert und zusammen mit den jeweiligen Dosiswerten in ein Logbuch eingetragen. Zur Auswertung dieser Daten wurde ein Programm INTAR geschrieben, das das Datenbanksystem ADABAS benutzt. Die Dateneingabe und -auswertung erfolgte auf dem IBM-Rechner des Kernforschungszentrums Karlsruhe. Insgesamt gab man die Daten aus 14 991 Manneinsätzen in die Datenbank ein, das waren etwa 170 000 Einzeldaten.

Für die Auswertung kamen drei Programme zur Anwendung:

1. Summenkurven über die ganze Interventionsphase
2. Histogramme über die ganze Interventionsphase und über Einzelvorhaben, und zwar nach Einsatzzahl, Manneinsätzen, Mannstunden, Kollektivdosis
3. Stabdosimeterwerte für jeden Vorgang.

Die Auswertung zeigte, daß 9 von 29 Vorgängen mit ca.70%

zum Aufwand und zum Dosisverbrauch beitrugen. Ferner trugen nur 5 von 50 Tätigkeiten wesentlich zu der Interventionsphase bei.

So entfielen von der Kollektivdosis:
25% auf die Zellendekontamination
15% auf die Rohrleitungsverlegung
6% auf Montage der Apparate

Als Beispiel für die Auswertung eines Histogrammes sei die "Auflöserverrohrung" angeführt. Von der Gesamtdosis von 0,145 MannSv (14,47 Mannrem) entfielen auf:

- Schweißen	36,5 %
- Montieren	32 %
- Montage- und Schweißaufsicht	9,5 %
- Montieren/Schweißen	8 %
- Schweißnaht vorbereiten	8 %
- Beizarbeiten	5 %

6. Ergebnisse

Während der 27-monatigen Interventionsphase zum Auflöseraustausch sind 2 865 Interventionen in den Zellen durchgeführt worden. Dabei ist eine Kollektivdosis von 1,47 MannSv aufgenommen worden. Davon entfielen 59% auf Eigen- und 41% auf Fremdpersonal. Auf die wichtigsten Vorgänge entfielen folgende Kollektivdosiswerte:

- Direkte Dekontamination der Zelle I	0,47 MannSv	≙ 32,2%
- Verrohren des Auflösers	0,27 MannSv	≙ 18,6%
- Montage und Verrohren der Abgaskomponenten	0,13 MannSv	≙ 8,9%
- Reparatur des Schwerlastmanipulators	0,12 MannSv	≙ 8,1%

Die maximale Jahresdosis einer bei der Intervention eingesetzten Person betrug 0,028 Sv. Am 22. Oktober 1982 wurde der Auflöser wieder in Betrieb genommen.

Literatur

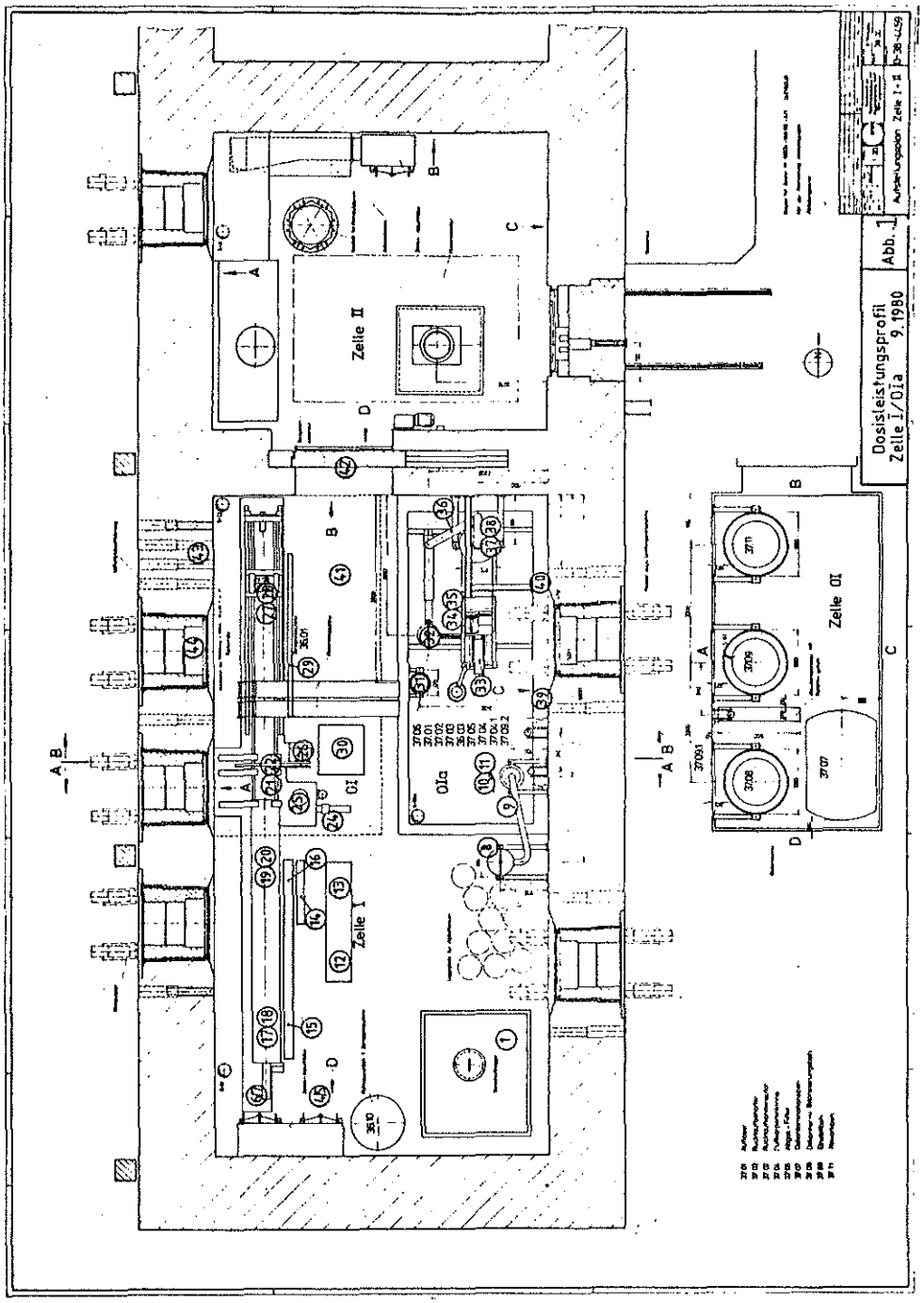
1. W. Hoffmann, U. Kunstmann, J. Ratzke
Ausbau des Auflösers und der Brennelementzerlegeeinrichtung, WAK-300 (1981)

2. W. Hoffmann, U. Kunstmann, R. Menzel, J. Ratzke
Dekontamination der Zerlegezelle, WAK-302 (1982)

3. L. Hoffmeister, U. Kunstmann, J. Ratzke, G. Röstel
Instandhaltung des Schwerlastmanipulators während des Auflöseraustausches, WAK-305 (1982)

4. F. Binder, K. Jaschke, U. Kunstmann, W. Lehmann, H. Sperling
Einbau des Auflösers und der Brennelementzerlegeeinrichtung, WAK-327 (1982)

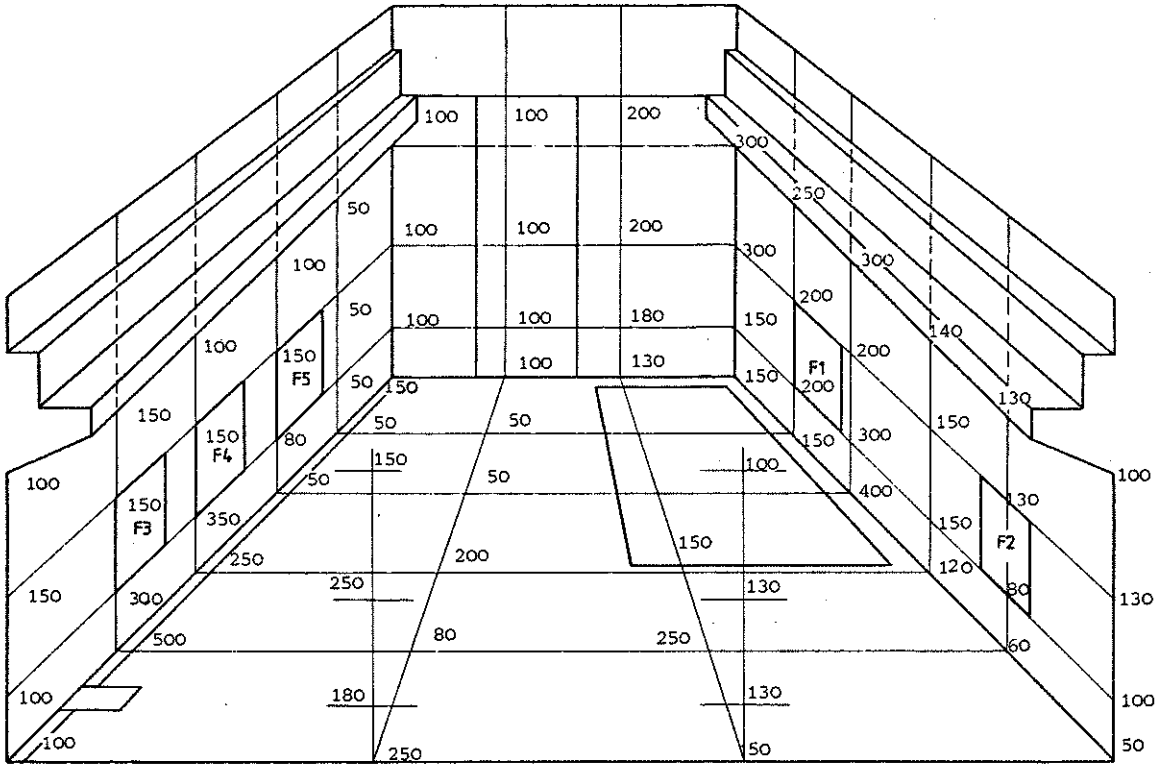
5. F.J. Schink, H.P. Wichmann
Vorhabensorientierte und tätigkeitsbezogene Personendosimetrie in der WAK, WAK-328 (1982)



WAK	Dosisleistungsprofil Zelle I/OIa	Abb. 1

zu Abbildung 1

Meßpunkt	Titel	Dosisleistung Sv/h
1.	Einschleusekanal	0,7
4.	Zellenabluftfilter unten	2,1
5.	Zellenabluftfilter oben	1,9
6.	Zellenabluftfilter unten	1,0
7.	Zellenabluftfilter oben	1,5
8.	Ruthenfilter	0,3
9.	Leitung Ruthenfilter-Wäscher	0,2
10.	Wäscher unten	0,1
11.	Wäscher oben	0,1
12.	Rundmagazin	7,7
13.	Rundmagazin	4,3
14.	Steckerkasten	7,6
15.	Schwenkbalken	1,1
16.	Schwenkbalken	5,9
19.	Wanne	5,2
20.	Tisch	0,6
21.	Spänekorb	1,6
22.	Tisch	0,9
25.	Werkzeugtopf	0,1
26.	Säge	0,5
27.	Wanne	0,6
28.	Tisch	1,5
29.	Hubbalken unten	1,7
30.	Zellentisch	0,2
31.	Feedfilter	0,3
32.	Auflöser	0,4
33.	Schere und Wanne	0,5
34.	Magazingerüst (Höhe untere Einhängung)	0,2
35.	Magazingerüst (obere Einhängung)	0,2
36.	Abgasrohr Auflöser-Verweilbehälter	0,3
37.	Verweilbehälter	0,2
38.	Verweilbehälterdom	0,2
39.	Feedleitung	0,1
40.	Feedleitung	0,1
41.	Fußboden	0,7
42.	Schiene Zwischenzellentür	0,3
43.	Wand max. Höhe von Kranm.	0,1
44.	Wand max. Höhe von Kranm.	0,1



Angaben mR/h

Meßgerät:Teletector

WAK	Grobdekontamination der Zelle I Stand 29.11.81	Abb. 2

WAK

Vorhabensorientierte Personen-dosimetrie

Abb. 3

VORHABENORIENTIERTE UND TAETIGKEITSBEZOGENE PERSONENDOSIMETRIE IN DER W A K

DATUMSBEREICH: 22. 8.80 - 19.10.82

NR.	VORGANG	DOSIS(MILLIREM)(10 µSv)		
140191	GROSSKOMPONENTEN AUSSCHLEUSEN	*	1679	(1 %)
140900	PROBEN AUSSCHLEUSEN U. BEGUTACHTEN	*	1932	(1 %)
148178	AUFLOESER EINBRINGEN/MONTAGE	*	1847	(1 %)
148179	NEUTRONEN-MONITOR INSTALLIEREN		450	(0 %)
148180	AUFLOESER VERROHREN	*********	27472	(18 %)
148181	VERIFIZIEREN + ABNAHME		1374	(1 %)
215300	ABGAS EINBRINGEN U.MONTAGE	****	13080	(8 %)
510000	ARBEITEN AM KRANMANIPULATOR	****	11889	(8 %)
510001	ARBEITEN AM 3T-KRAN		589	(0 %)
530001	WERKZEUGE ETC. IN Z1 EINBR. U. REP.	*	1570	(1 %)
540000	SANIERUNG DER GAMMA-BOXEN	**	7210	(5 %)
550000	DEKOARBEITEN IN ZELLE 2	*	4563	(3 %)
560000	DEKOARBEITEN IN ZELLE 1	**********	47419	(31 %)
570000	ARB. IN Z2 BIS EINBR. DER GRUBENABD.		258	(0 %)
570001	ARB. IN Z2 AB EINBR. DER GRUBENABD.		157	(0 %)
580000	WIEDERK.ARB.IN Z1 BIS EINB.GRUBENAB.	*	3215	(2 %)
580001	AUSBESSERUNG DES ZELLENBODEN	**	5271	(3 %)
580002	AUSBESSERN DER DEHNFUGE (BE-SCHACHT)	*	2778	(2 %)
580003	ZELLE 1/01A ABBEIZEN		1235	(1 %)
580004	REPARATUR DER ZWISCHENZELLEN-TUER		695	(0 %)
580005	SANIERUNG DER FILTERBAENKE	*	4384	(3 %)
580006	ZELLENAUSKLEIDG. PRUEFEN/SCHLEIFEN		762	(0 %)
580007	ZELLE 1/01A ABBEIZEN GEM. TUEV	*	2365	(2 %)
590001	GRUBENABDECKUNG EINBR./MONT.	*	2653	(2 %)
600000	WIEDERK.ARB.IN Z1 AB EINB.GRUBENAB.	*	4479	(3 %)
610000	ZELLENEINRICHTUNG	*	2883	(2 %)
620000	ELEKTROVERSORGUNG		206	(0 %)
630000	HANDMANIPULATOREN		160	(0 %)
640000	RESTARBEITEN IN ZELLE 1,2	*	2028	(1 %)
GESAMT :		**********	154603	(100 %)

* = 2 PROZENT

Entstehung, Verhinderung, Nachweis und Beseitigung von Kontaminationen in einer Fertigungsanlage für Pu/U-Mischoxid-Brennelemente

W. Hagenberg, W. Wagner
Alkem GmbH Hanau

Zusammenfassung:

Zur Fertigung von Plutonium/Uran-Mischoxid Brennstoff wird mit offenem Plutonium und Uran umgegangen. Wegen der Radiotoxizität des Plutoniums erfolgt die Verarbeitung von Plutonium und Pu/U-Mischoxid in einer dichten Umhüllung - Handschuhkästen - als erste von mehreren Barrieren.

Die Arbeitsraumatmosphäre und Oberfläche von Gegenständen außerhalb der Handschuhkästen unterliegen ständiger Aktivitäts- und Kontaminationskontrolle. Jede Oberflächen- oder Luftaktivität - auch unterhalb der Grenzwerte nach Strahlenschutzverordnung bzw. Richtlinie für die pyhsikalische Strahlenschutzkontrolle - wird erfaßt, gemeldet sowie die Kontaminationsursache und Kontamination selbst sofort beseitigt.

Die Kontaminationen eines Jahres werden hinsichtlich ihrer Ursachen, der Verteilung von Luft- und Oberflächenaktivität und ihrer Auswirkungen untersucht. Darauf aufbauend wird das Netz von meßtechnischen und administrativen Maßnahmen zum Erkennen und Nachweis von Kontaminationen dargestellt und an Beispielen das Verhalten bei Kontaminationen erörtert.

1. Kurzbeschreibung über den Umgang mit Kernbrennstoffen bei der Herstellung von Pu/U-Mischoxid-Brennelementen

1.1 Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe in der Fertigung

Als Ausgangsmaterialien dienen:

a) Uranoxid verschiedener Anreicherungsgrade - meistens Natururan und abgereichertes Uran

b) Plutoniumdioxid

c) Plutoniumnitrat

Die relevanten Pu-Isotope entsprechen den Massenzahlen 238 bis 242. Die anderen Pu-Isotope wie Pu 236 liegen bei ca. 5 E - 6 % bzw. um viele Größenordnungen darunter.

Durch Betazerfall entsteht aus dem Pu 241 altersabhängig Americium 241. Dieses kann bei der Umwandlung von Pu-Nitrat in Pu-Oxid abgetrennt werden und liegt dann bei Weiterverarbeitung bei ca. 0,3 %

Mit Ausnahme von Pu 241 sind alle verarbeiteten Isotope Alpha-Strahler.

Der Kernbrennstoff liegt als Dioxid in fester Form als Pulver oder Tabletten vor. Mit Lösungen wird in der Analytik und Konversion umgegangen.

1.2 Kurzbeschreibung des Herstellungsverfahrens

In der Konversion wird aus der Nitratlösung durch Oxalatfällung oder im Co-Fällverfahren über Ammoniumuranylplutonylcarbonat das Plutonium ausgefällt und durch thermische Behandlung in festes Dioxid überführt.

In den nächsten Verarbeitungsschritten werden die oxidischen Pulver gemischt zur Einstellung einer homogenen Mischung mit spezifiziertem Spaltstoffanreicherungsgrad gemischt zu Tabletten gepreßt und diese zu einer Keramik gesintert. Die Keramiktabletten werden auf Maßhaltigkeit geschliffen, getrocknet und in Hüllrohre verfüllt. Die gefüllten Hüllrohre werden dicht verschweißt, dekontaminiert und der Brennstabqualitätsprüfung unterzogen. Die so gefertigten Brennstäbe werden zu Brennelementen assembliert.

1.3 Schutzeinrichtungen gegen die Radiotoxizität des verarbeiteten Materials

Die Verarbeitung erfolgt stets nach dem Prinzip der mehrfachen Umhüllung. Durch eine Kombination von konstruktiven Barrieren und Lüftungsanlagen mit gestaffeltem Druckgefälle in Verbindung mit administrativen Maßnahmen wird eine Ausbreitung von radioaktivem Material verhindert.

Die Verarbeitung erfolgt immer hinter mindestens drei Rückhaltebarrieren:

(1) Gebäudeeinschluß unter Unterdruck gegenüber Außenatmosphäre

(2) Arbeits- und Lagerräume mit Unterdruck gegenüber dem Gebäudeeinschluß und mit vorgelagerten Schleusenräumen

(3) Erste Rückhaltebarriere, meistens Handschuhkästen, die unter Unterdruck gegenüber den Arbeits- und Lagerräumen stehen.

Die Lüftungsanlagen, die durch die Unterdruckhaltung für eine gerichtete Luftströmung zum Aktivitätsinventar hin sorgen, sind mit hintereinandergeschalteten Filterstufen versehen - mit Schwebstoffiltern der Klasse S -, die als Rückhaltebarrieren der radioaktiven Aerosole dienen.

Kontaminationen, die bei Defekten an der ersten Rückhaltebarriere auftreten können, konnten bisher immer auf den betroffenen Arbeitsraum, die zweite Rückhaltebarriere, begrenzt werden.

1.3.1 Überwachung der Arbeitsraumatmosphäre auf Aktivitätskonzentration

Im Normalbetrieb wird in den Arbeitsräumen unter kontaminationsfreien Bedingungen gearbeitet. Die Aktivität wird durch die erste Umhüllung alpha-dicht eingeschlossen.

Die Zuluft zu den Arbeits- und Lagerräumen wird gefiltert, um die in der Umgebungsluft vorhandene natürliche Aktivität - Radon und Folgeprodukte - weitgehend aus der Luft auszufiltern. Dies ist meßtechnisch notwendig, um die im Verhältnis zur natürlichen Aktivitätskonzentration niedrigen Aktivitätskonzentrationen bei Kontaminationen mit Pu, Am und U messen zu können, wenn man eine Luftkontamination frühzeitig nachweisen will. Eine Zuluftfilterung ist nicht nur bei Messung der Gesamtalphaaktivität nötig, sondern auch bei Verwendung von Alpha-Beta-Pseudokoinzidenzmessung und Alphaspektroskopie bei reduziertem Druck, wenn die Überwachung und Messung kontinuierlich erfolgen soll.

Um Kontaminationen räumlich zu begrenzen, sind die Arbeitsräume relativ klein gehalten und für Materialtransporte innerhalb der ersten Rückhaltebarriere, wo nötig, über Transportschächte verbunden.

Die Luftwechselzahlen der Raumluft liegen zwischen 6-fach und 8-fach pro Stunde, wobei die Zuluft von der Decke eingespeist und die Abluft am Boden abgesaugt wird, um Aerosole bei Raumluftkontamination gerichtet abzusaugen.

Aus der Raumabluft jeden Raumes wird ein repräsentativer Volumenstrom von 3o m^3/h kontinuierlich über ein Filter geleitet. Das Filter wird kontinuierlich auf Aktivität ausgemessen. Eventuelle Raumluftkontamination wird, da sie nur durch Aerosole von Pu, Am und U verursacht sein kann, auf dem Filter niedergeschlagen und vom Meßgerät erfaßt.

Neben der Überwachung der Raumabluft sind an den Hauptarbeitsplätzen in den Räumen Aerosolprobensammler installiert. Diese werden an ausgewählten Arbeitsplätzen kontinuierlich ausgemessen und sonst arbeitstäglich gewechselt und im Meßlabor auf Aktivität ausgemessen.

Jede festgestellte Raumluftkontamination führt zur Auslösung eines Kontaminationsalarmes, d.h. die Personen im betroffenen Raum setzen die ständig mitgeführten Schutzmasken auf. Bei Raumluftaktivitäten über 60 Bq/m^3 (1,6 nCi/m^3) wird über Lautsprecheranlage zur sofortigen Räumung des Raumes aufgefordert. Die betroffenen Personen begeben sich in die jedem Raum vorgelagerte Schleuse. Kleidung, Haut und Haare der Personen werden durch Strahlenschutzmitarbeiter auf Kontamination überprüft. Von jeder Person werden Nasen- und Rachenabstriche aus-

gemessen, um eine durch die Kontamination der Raumluft verursachte Inkorporation zu erkennen. Bei festgestellter Aktivität werden Stuhl- und Urinanalysen veranlaßt.

Kontaminierte Schutzkleidung wird in der Schleuse gewechselt. Eventuelle Hautkontaminationen werden in einem Dekontaminationsraum abgewaschen. Diese sind bei oxidischem Pulver ohne besondere Hilfsmittel leicht und vollständig abwaschbar. Bei Lösungen wird, wenn diese in Ausnahmefällen nicht leicht zu dekontaminieren sind, nur soweit dekontaminiert, wie dies ohne Verletzen der schützenden Hornhaut möglich ist. Eine Kontamination der intakten Haut durch die Alphastrahler bewirkt eine Dosisleistung im Bereich der natürlichen Radioaktivität und darunter. Z.B. 3,7 K Bq/cm², das 1000-fache des Grenzwertes nach StrlSchV in Kontrollbereichen, über 100 cm² kontaminierte Fläche führen zu Dosisleistungen um 10^{-6} Sv/h. D.h. die Kontamination der Haut kann mit der abschuppenden Hornhaut auch an den nächstfolgenden Tagen erfolgen, wenn dadurch eine Verletzung der Haut vermieden wird. Dabei ist wichtig, daß die festhaftende Kontamination auf der Haut durch geeignete Mittel, z.B. Spraypflaster, fixiert wird.

Die Ursache der Kontamination wird ermittelt, beseitigt und kontaminierte Flächen werden vollständig dekontaminiert. Dies kann bei Raumluftaktivitätskonzentrationen bis 60 Bq/m³ mit Schutzanzug und Vollschutzmaske und bei höheren Raumluftkonzentrationen mit fremdbelüfteten Schutzanzügen erfolgen.

1.3.2 Oberwachung auf Oberflächenaktivität

An jedem Arbeitsplatz stehen fahrbare Alpha-Monitore zur Verfügung, mit denen die Mitarbeiter nach Hantierungen in einem Handschuhkasten ihre Hände auf Aktivitätskontamination ausmessen.

Da im Normalbetrieb unter kontaminationsfreien Bedingungen gearbeitet wird, wird bei jeder festgestellten Impulsrate oberhalb des Nulleffektes ($3 \cdot 10^{-3}$ Bq/cm² bzw. $8 \cdot 10^{-14}$ Ci/cm²) prophylaktisch ein Kontaminationsalarm ausgelöst. Die Personen im betroffenen Raum setzen sich die ständig mitgeführte Schutzmaske auf bzw. dem kontaminierten Mitarbeiter wird die Schutzmaske aufgesetzt. Laut Anweisung müssen mindestens 2 Personen gleichzeitig im Arbeitsraum anwesend sein. Der weitere Ablauf: Personenbetreuung, Dekontamination und Ursachenbehebung erfolgt analog dem vorher gesagten.

Weitere Kontaminationskontrollen:

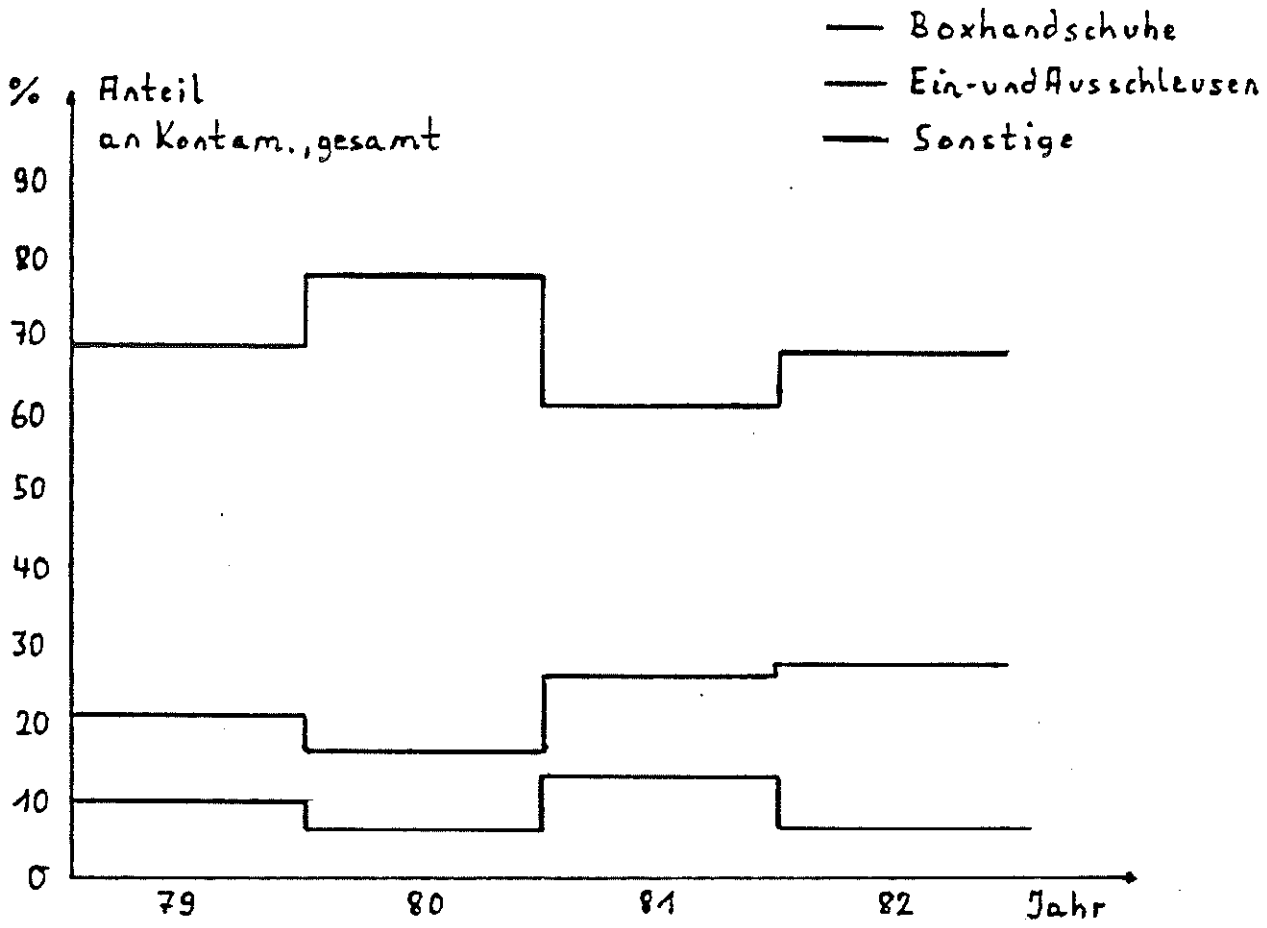
Vor dem Verlassen der Räume sind Kontaminationskontrollen an den Hand-Fuß-Kleidermonitoren in den vorgelagerten Schleusen vorgeschrieben. Bei Überschreiten von $2 \cdot 10^{-2}$ Bq/cm² ($5{,}6 \cdot 10^{-13}$ Ci/cm²)erfolgt automatisch eine Alarmmeldung in der Alarmzentrale.

Vor Verlassen des Kontrollbereiches erfolgt eine Zwangsausmessung in den Personenschleusen, die mit 99 % Wahrscheinlichkeit 3,7 Bq (1oo pCi) verteilt auf Hände und Füße erfassen.

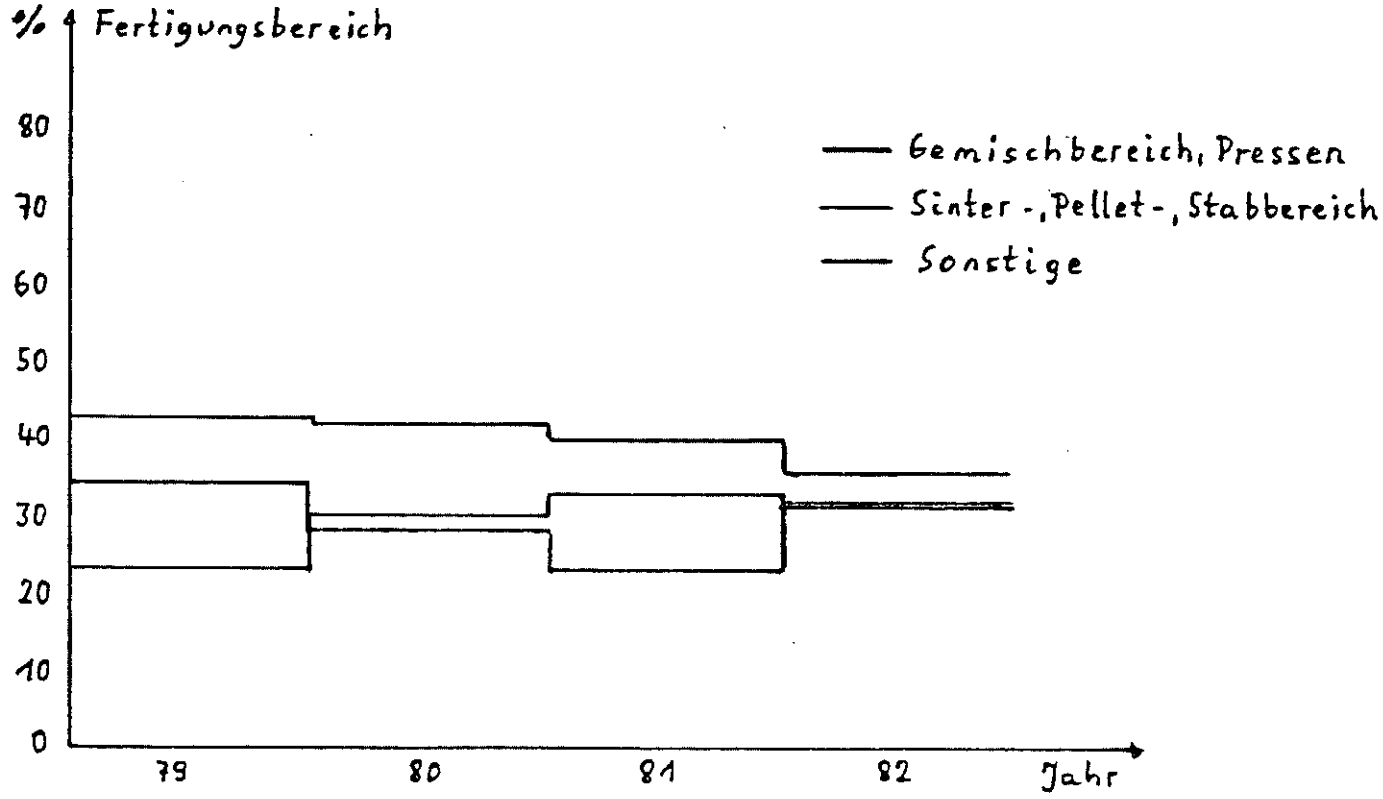
Neben den Kontrollen an Personen werden routinemäßig Wischprüfungen an Anlagenteilen und Fußböden durchgeführt. Materialien und Teile, die aus der Anlage ausgebracht werden sollen, werden über Wischprüfung oder direkte Messung auf Kontamination geprüft.

Ursache der Kontaminationen

Bild 1

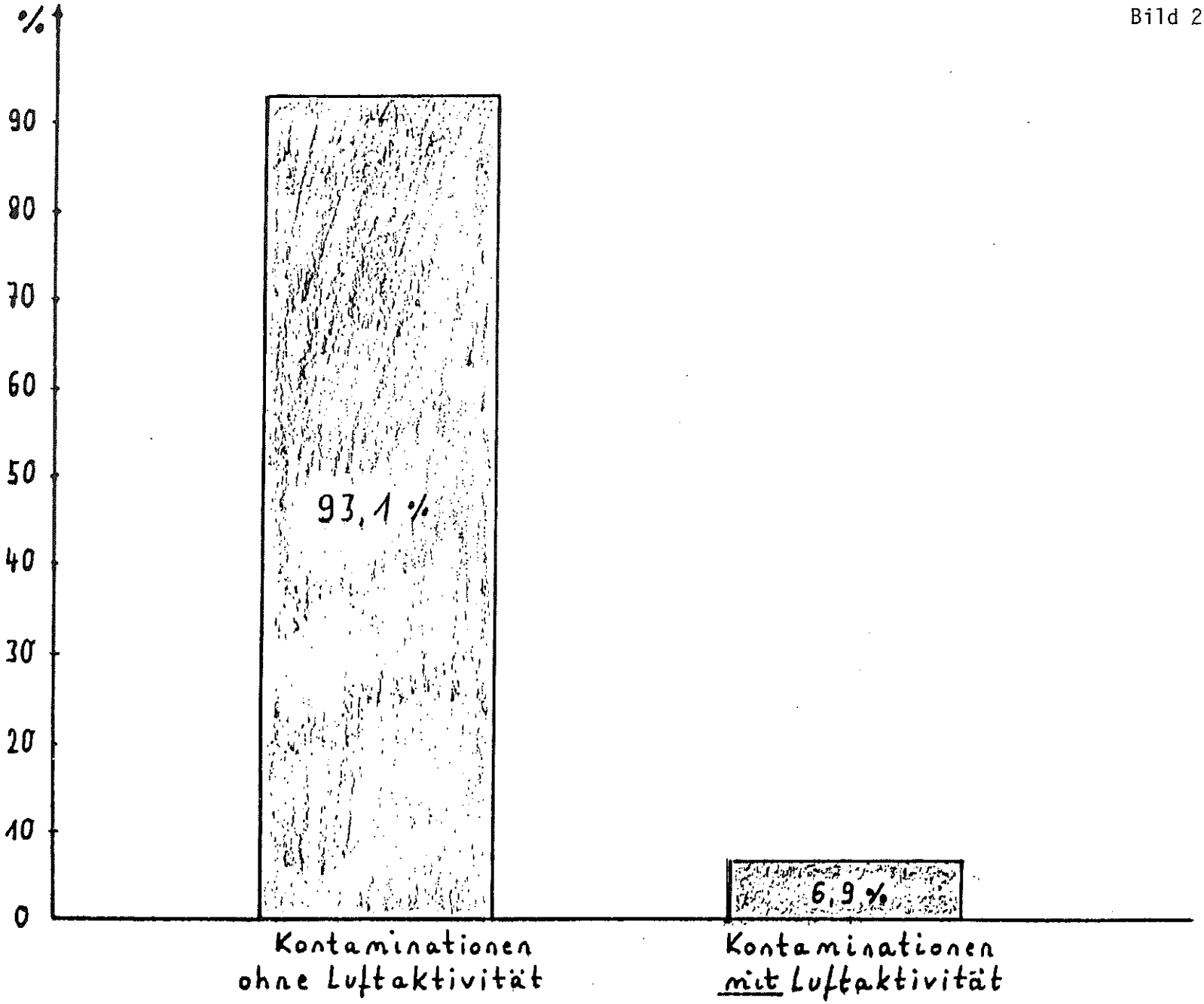


Prozentualer Anteil der einzelnen Fertigungsbereiche an den Kontaminationen 1979 - 1982



Prozentualer Anteil der LuftKontaminationen an den Kontaminationen [Jahr 1982]

Bild 2



2. Ursachen und Ausmaß der Kontaminationen

Wie aus Bild 1 zu ersehen, ist die Hauptursache von Kontaminationen mit ca. 70 % aller Fälle, gemittelt über die Jahre 1979 bis 1982, defekte Handschuhe am Handschuhkasten. Die nächst häufige Kontaminationsursache mit ca. 25 % aller Kontaminationen sind Ein- und Ausschleusungsvorgänge, die generell mit Schutzmasken durchgeführt werden, um eventuellen Inkorporationen vorzubeugen. Die übrigen Ursachen betragen zusammen ca. 5 % der Kontaminationen und sollen im weiteren nicht aufgeschlüsselt werden. Weiterhin ist in Bild 1 die Verteilung der Kontaminationen auf die Fertigungsbereiche dargestellt. Die meisten Kontaminationen mit ca. 40 bis 45 % erfolgen im Pulverbereich beim Mischen und Pressen. Die Zahl der Kontaminationen im Sinter-, Tabletten- und Hülltechnikbereich entspricht etwa der aller übrigen Fertigungsbereiche.

In Bild 2 ist in Balken dargestellt das Verhältnis von Oberflächenkontaminationen ohne künstliche Raumluftaktivität mit 93,1 % zu den Kontaminationen mit Raumluftaktivität mit 6,9 % am Beispiel des Jahres 1982.

In Bild 3 ist am Beispiel des Jahres 1982 die Verteilung der Oberflächenaktivität zu sehen: 3,7 % aller Kontaminationen lagen über 3,7 Bq/cm², dem Grenzwert nach StrlSchV für Kontrollbereiche. 38,6 % aller Kontaminationen lagen zwischen 0,185 Bq/cm² und 3,7 Bq/cm². 0,185 Bq/cm² ist der Wert nach der Richtlinie für physikalische Strahlenschutzkontrolle, unter denen Inkorporationsuntersuchungen unterbleiben können. Dies ist aber auch der Grenzwert aus unserer Genehmigungsauflage, ab dem Maßnahmen zu ergreifen sind, um eine Gefährdung von Personen auszuschließen.

Die Kontaminationen unterhalb dieses Wertes von 0,185 Bq/cm², entsprechend 1/20 des Grenzwertes nach StrlSchV für Kontrollbereiche, betrugen 57,7 % aller Kontaminationen.

In Bild 4 und 4 a ist das doppelseitige Kontaminationsprotokoll gezeigt, daß bei jeder Kontamination ausgefüllt wird.

Kontaminationen im Jahr 1982 unterteilt nach Oberflächenaktivitäten

Bild 3

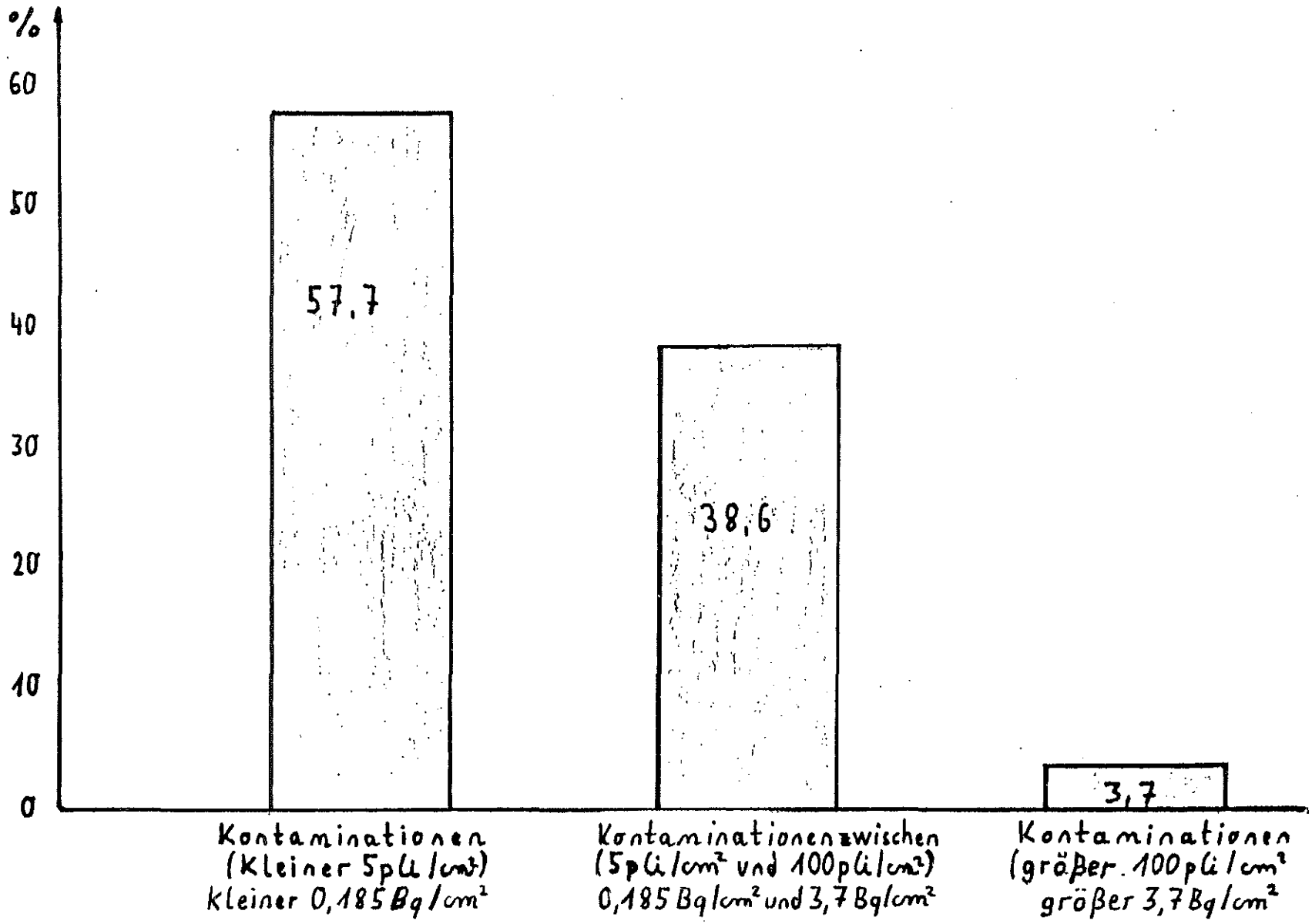


Bild 4

ALKEM

Kontaminationsprotokoll

(Nicht auszufüllen bei vorbeugenden Kontaminationsalarmen)

(1) Datum: _____ Uhrzeit: _____ des Alarms

Kontaminationsort: _____

Alarm ausgelöst durch: _____

☐ Raumluftaktivität ☐ Schleusenmonitor ☐ Meldeknopf

(2) Schutzmaske nicht richtig aufgesetzt bei:

(3) Personen am Kontaminationsort (auch wenn diese den Raum kurz vor Alarmauslösung verlassen haben, einschließlich Fremdleute): (Namen und Aufenthaltszeit ohne Maske seit Kontaminationserkennung)

(4) Kontaminierte Personen

Namen	Hände (Ipm)	Schuhe (Ipm)	Kleidung* (Ipm)	Gesicht (Ipm)	Haare (Ipm)

* (bei Kleidung Körperteil mit angeben)

Bei Personenkontamination sind Nasenabstriche und Speichelproben auf künstliche Aktivität auszuwerten (Proben vor Messen trocknen!).

(5) Ergebnis der Nasenabstriche und Speichelproben

Namen	Ipm (künstlich)	Stuhlprobe* veranlaßt	Urinprobe* veranlaßt

*Datum und Anzahl der Proben eintragen.

Bei künstlicher Aktivität im Nasenabstrich oder Speichel sind Stuhlproben zu veranlassen, bei löslichen Pu-Verbindungen zusätzlich Urinproben. Pro Sammeldatum ist über 24 Stunden zu sammeln. Der Leiter Strahlenschutz oder dessen Vorgesetzter ist sofort zu benachrichtigen.

(6) Hautkontaminationen und Wundkontaminationen – der Leiter Strahlenschutz oder dessen Vorgesetzter ist sofort zu verständigen. (Bei Wundkontamination ist der Strahlenschutzarzt sofort zu verständigen.)

Namen	Körperteile	Ipm	Art der Wunde	Ipm an Wunde

Bild 4a

(7) Dekontaminationserfolg an Personen – vollständig dekontaminiert ☐ ja ☐ nein

Restkontamination: Namen	Körperteil	Ipm

Arzt (Name): _____ um _____ Uhr am _____ verständigt

Wenn Arzt verständigt, welche Maßnahmen:

_____

_____

(8) Ausmaß der Raumkontamination

a) Raumluftkontamination

Anstieg der Raumluft um _____ Skalenteile auf Schreiber

Fremdluftanzug notwendig: ☐ ja ☐ nein

Staubprobensammler Nr.	Uhrzeit Filterwechsel		Ipm (künstlich)	
(Entfernung v. Kontaminationsort)	1. Filterwechsel	2. Filterwechsel	1. Filterwechsel	2. Filterwechsel
(nahester Filter meter)				
Filter Nr.				
Filter Nr.				

Bei Raumluftkontamination sind Nasenabstriche und Speichel aller Personen [s. Pkt. (5)] auszuwerten und gegebenenfalls Stuhlproben zu veranlassen.

b) Oberflächenkontamination

Die gemessenen Ipm sind in einen Aufstellungsplan einzutragen, wenn die Kontamination nicht auf ein Teil (z. B. Handschuh) begrenzt ist. Der Aufstellungsplan ist als Anlage beizulegen.

Bezeichnung des kontaminierten Einzelteils:

_____

_____

(9) Kontamination mit Glyzerin-Wasser fixiert: ☐ ja ☐ nein Kontamination sofort beseitigt: ☐ ja ☐ nein

(10) Ursache der Kontamination:

_____

_____

(11) Kontamination beseitigt: ☐ ja ☐ nein Noch wischbare Kontamination meßbar: ☐ ja ☐ nein

Restimpulse: _____ Ipm

Raumluftaktivität an Staubprobensammler:

Nr.	Ipm (künstlich)	bei m^3 Luft durchgesaugt

Dauer der Kontamination:

_____

_____

_____

Datum / Unterschrift

KERNKRAFTWERKE

Vorsitzender: M. Tscherner

Strahlenschutzaspekte bei Revisionen im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN) unter besonderer Berücksichtigung von Kontaminationen

W. Bentele, E. Wörner
GKN Neckarwestheim

Zusammenfassung:

Nachdem sich der Strahlenschutz während der Revision eines Kernkraftwerks stark an den in der Anlage und an Anlagenkomponenten vorhandenen Kontaminationen zu orientieren hat, soll ein Überblick über die wichtigsten Strahlenschutzaspekte während einer Revision gegeben werden.

Dies betrifft insbesondere die Ortsdosisleistungen in der Anlage, die für den Strahlenschutz besonders relevanten Arbeiten und die damit zusammenhängenden Arbeitsschutzmaßnahmen, sowie die daraus resultierenden Personendosen.

Die üblicherweise eingesetzten Dekontverfahren werden vorgestellt und bewertet.

Da für den strahlenschutztechnischen Erfolg einer Revision der Personalorganisation, sowie der meßtechnischen Überwachung der einzelnen Strahlenschutzbereiche entscheidende Bedeutung zukommt, sollen auch diese Aspekte angesprochen werden.

Desweiteren soll kritisch bewertet werden, inwieweit Dekontverfahren zur Personendosisminimierung sinnvoll sind und nicht durch Folgedosen infolge der Abfallbehandlung lediglich eine Verlagerung der Personendosen auftritt.

Eine konsequente Sauberhaltung der Anlage durch gut ausgebildetes und ausgerüstetes Reinigungspersonal führt zur geringen Aerosol- und Jodbelastung der Anlagenluft und trägt wesentlich zur Verminderung von Inkorporationen sowie Emissionen über die Abluft bei.

1. Einleitung

Das GKN (Druckwasserreaktor) erreichte am 26.05.76 seine erste Kritikalität. Revisionserfahrungen liegen seit 1977, also aus insgesamt 6 Revisionen vor.

Entscheidend für die Dosisleistung in den einzelnen Anlagenkomponenten ist der Grad der Kontamination. Kontamination setzt sich aus Spaltprodukten und Aktivierungsprodukten zusammen. Kontaminationen durch Spaltprodukte sind stark abhängig von dem Zustand der Brennelemente. Liegen BE-Defekte vor, dann sind Nuklide wie J-131 oder Cs-137 eher zu erwarten als bei nicht beschädigten Brennelementen, wobei sich das Radiojod infolge seiner relativ kurzen Halbwertszeit in den ersten Wochen einer Revision stärker bemerkbar macht als danach.

Der entscheidende Anteil der Kontaminationen und die daraus resultierenden Dosisleistungen rührt von den Aktivierungsprodukten her.

Ein Beispiel einer typischen Kontaminationszusammensetzung zeigt Tabelle 1 (Wischtestprobe der Revision 1982). Den Löwenanteil bildet das Co60, das sich als Aktivierungsprodukt (bedingt durch den Nickelanteil im DE und Primärleitungen) in allen Komponenten des Primärkreises sowie der Nebenkreisläufe abgelagert hat. In den ersten Jahren spielte das Sb-122 und Sb-124, das aus einem Lager der Hauptkühlmittelpumpe stammt, eine größere Rolle. Wie Tab. 1 zeigt, sind diese Nuklide inzwischen abgeklungen, wodurch das langlebige Sb-125 (2,7 a HWZ) stärker in den Vordergrund rückt.

GKN-RS	Wischprobe Revi sion	1982
Nuklid	Aktivität in Bq/cm^2	% Verteilung
Mn 54	30,081	0,863
Co 60	3392,900	97,362
Sb 125	35,039	1,006
Cs 137	26,825	0,769

Tab. 1

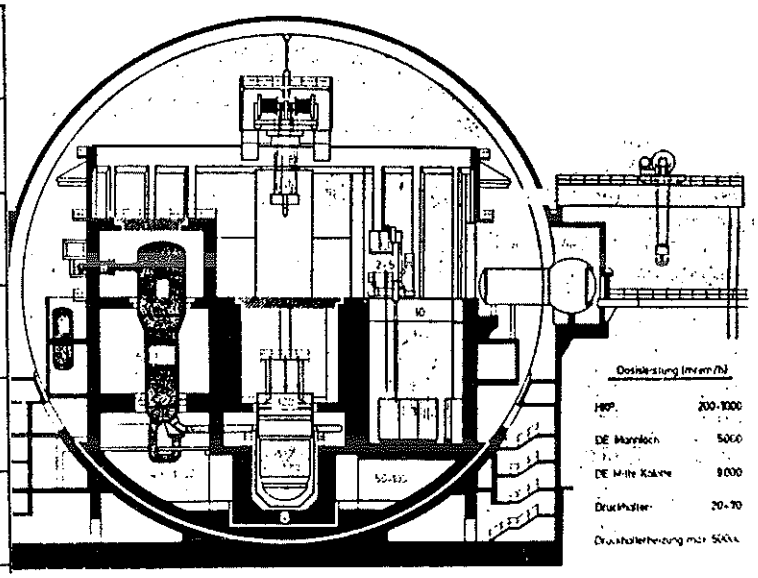


Abb. 1

2. Ortsdosisleistung und akkumulierte Personendosen

Einen Überblick über die in der Anlage herrschenden Ortsdosisleistung gibt Abbildung 1, deren Werte aus der Revision 1982 stammen. Man sieht, daß sich die Dosisleistung in gewissen Grenzen hält (meist einige 1oo mrem/h) und nur wenige Stellen eine Dosisleistung $\gtrsim$1000 mrem/h aufweisen.

Tabelle 2 gibt einen Überblick über die Entwicklung der Kontamination in der Anlage seit Inbetriebnahme anhand der gemessenen Ortsdosisleistung in den Loopleitungen sowie der DE-Primärkalotte Mitte. Wie die Tabelle zeigt, gibt es seit 198o (also nach 4 Betriebsjahren) keinen Hinweis auf eine weitere stetige Zunahme von Kontamination auf den betreffenden Komponenten.

Der Vollständigkeit halber sind in Abb. 2 die Personendosen getrennt nach Eigen- und Fremdpersonal 1977 - 1982 eingezeichnet. Wenn auch die Gesamtpersonendosen vom Umfang der Arbeiten bestimmt sind, so läßt sich doch in erster Näherung sagen, daß sich in ihnen der Grad der Anlagenkontamination widerspiegelt. Tabelle 3 und 4 zeigen die arbeitsplatzbezogenen Personendosen der Revision 1981 und 1982.

3. Arbeitsschutz

Über die Verfahren zur Personendosisbestimmung soll hier nicht näher eingegangen werden.

GKN-RS	Entwicklung der Dosisleistung in der Anlage	1983
Jahr	Dosisleistung (mrem/h)	
	Loop-Leitungen	DE-Primärkalotte Mitte
1977	150-250	kein Meßwert
1978	200-400	7000-10000
1979	200-400	10000-12000
1980	400-700	9000-12000
1981	600-800	8000-10000
1982	400-700	7000-10000

Tab. 2

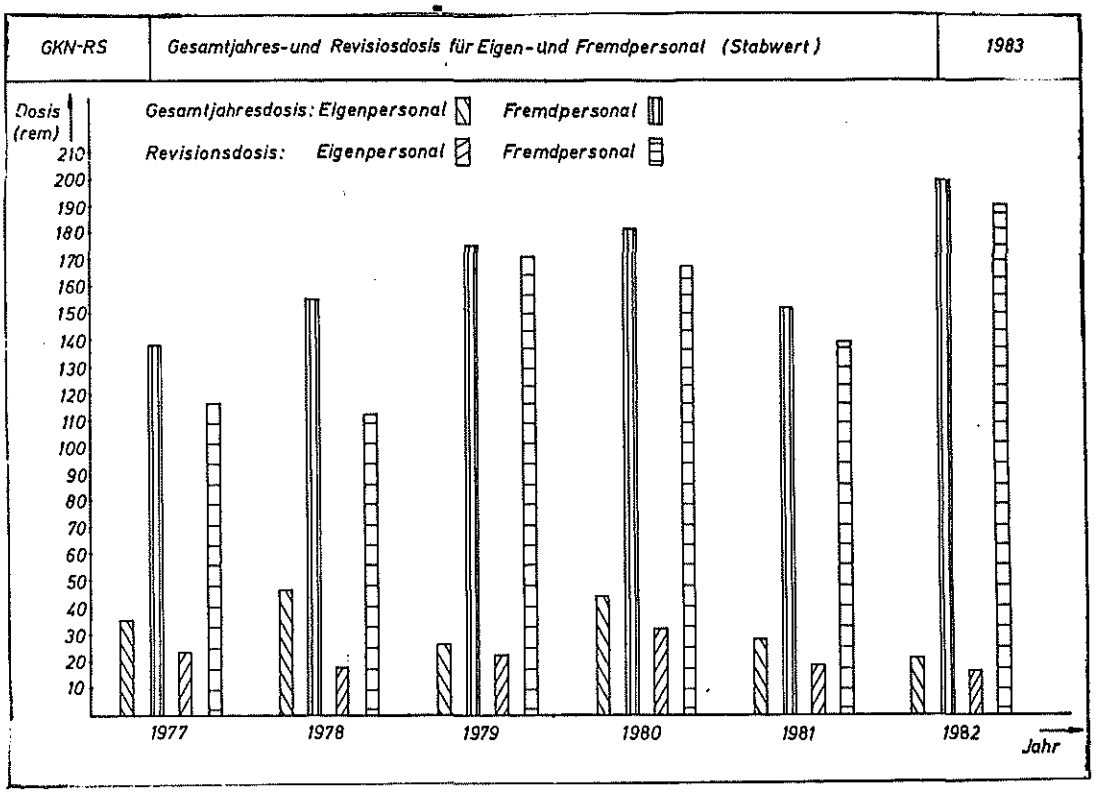


Abb. 2

Um die Zahl der Personenkontaminationen so gering wie möglich zu halten, kommt den Arbeitsschutzmitteln eine erhebliche Bedeutung bei. Bei GKN haben sich neben den üblichen Overalls drei Schutzkleidungstypen durchgesetzt:

1. Kunststoffanzug Typ Donald, ergänzt durch Filtermasken und/oder Preßluftatmer. Dieser ist vor allem an Systemen geeignet, wo mit Wasser zu rechnen ist.

Tab. 3

GKN-RS	Arbeitsbezogene Dosen, Revision	1981
Arbeit		Dosis (Manrem)
HKP und Ölpumpentausch, Dichtungskontrolle		1,7
Gerüstbau		2,0
Isolierarbeiten		30,0
Wirbelstromprüfung DE 1,2,3		8,7
Nebenarbeiten		1,7
Strahlenschutz		1,0
DE 1,2,3 OFR-, US-Prüfung		8,0
DE 1,2,3 Mannlöcher öffnen, schließen		5,5
US-Prüfung Loop 1		7,1
Druckhalter schleifen		9,5
Druckhalter OFR-, US-Prüfung		1,0
Rekuperativwärmetauscher Dekontamination		3,0
Rekuperativwärmetauscher Druckprobe, Anschlußleitung ändern		2,0
Rekuperativwärmetauscher schleifen, prüfen, Isolieren		1,5
DE 1,2,3 sekundärseitig spülen		6,0
Reinigen der Anlage		13,0-15,0
Strahlenschutz		7,0
Tragpratzen Reaktordruckbehälter		1,8
Oberes Kerngerüst		1,2
Brennelementwechsel mit Nebenarbeiten		10,8

Tab. 4

GKN-RS	Arbeitsbezogene Dosen, Revision - Sonderarbeiten	1982
Arbeit		Dosis (Manrem)
RA-RL-System isolieren, OFR,-US-Prüfung		6,8
TH 16 26 36 Behältertausch		10,3
YA Isolierung ändern		9,9
YB 10-30 Spülen der DE-Böden		4,0
YB Isolierung ändern		4,5
TA 41/42 Ventilsitzprüfung, Laufradkontrolle, Einbau eines Resonators		1,9
YB 10-30 Dichtstopfen in Frischdampfleitung setzen		3,2
YB 20B001 DE-Heizrohre verschließen (je Rohr)		1,1
YC-BE-Wechsel mit allen Nebenarbeiten		14,4
YD, YB Änderung der Gauabstützungen		1,5
YD 10-30 Dichtungskontrolle, überprüfen der Ölversorgung		1,8
YD 10 B002 Behältertausch		21,0
YP Isolierung, OFR-und US-Prüfung, Änderung der Impulsleitungseinbindung		7,9
YB 10-30 Wirbelstromprüfung		18,
TH Rohrleitungen ZFP		1,6
YA Primärsystem ZFP		12,4
YB Dampferzeuger ZFP		12,3
YD Hauptkühlmittelpumpe ZFP		16,7
YP Druckhalter ZFP		1,6

GKN | RS Wischtestprotokoll Montag

Wischtest durchgeführt von: _____ Dat.: _____ Uhrzeit: _____
Ausmessung durchgeführt von: _____ Dat.: _____ Uhrzeit: _____

Meßgerät: _____
Nulleffekt E_o: _____ (Impulse x min^{-1})

Ortsangabe Raum Nr.	Meßergebnisse (Imp. x min^{-1}) R_M		$R_N = R_M - E_o$	$\frac{R_N}{P_o}$	Bemerkung
Meßraum 0711					
Schreibraum 0703					
Atemschutzraum 0710					
vor Aufzug 0707					
Treppenhaus 0702					
Treppenhaus 0730					
Flur 0714					
Heisses Labor 0705					
vor Personenschl. +14,00m					
Wäscherei 0729					
Schuhwaschanlage A-Personal					
Schuhwaschanlage B-Personal					
nach Endmonitor A-Personal					
nach Endmonitor B-Personal					
Treppenhaus 0708					Bau A +19,00m / +20,00
Treppenhaus 0713					
HD-Kühler 0727					
vor Materialschl. 0703					
Treppenhaus 0507					Bau A +24,85m

Tab. 5

Abb. 3

2. Säureschutzanzug (z. B. Einstieg in Dampferzeuger)
3. Vollschutzanzug für besondere Arbeiten, z. B. Hochdruckreinigung in der Deko-Box

Um Kontaminationen zu erkennen, ist ein umfangreiches Wischtestprogramm unerläßlich.

Die Überwachung wird arbeitstäglich (auch außerhalb der Revision) nach einem turnusmäßig wechselnden Programm durchgeführt. Tab. 5 zeigt als Beispiel das Protokoll für den Montag. Während der Revision müssen sporadisch weitere Messungen je nach Erfordernis durchgeführt werden.

Stellen, die bezüglich der Atemluft besonders kontaminationsgefährdet sind (z. B. Beckenbereich, Dampferzeuger, Heiße Werkstatt, sonstige Arbeitsplätze) werden mit kontinuierlich messenden Monitoren (Edelgas, Aerosol, Jod) überwacht. Abb. 3 zeigt eine solche Überwachung des Beckenbereichs. Tabelle 6 zeigt die mit den Gutachtern einvernehmlich festgelegten Grenzwerte für Edelgas, Aerosol und Jod, bei deren Erreichen Räumungsalarm bzw. das Tragen von Masken anzuordnen ist.

GKN-RS	*Grenzwerte der Atemluft*	*1983*
	Alarm	*Atemschutz*
Edelgas	$1 \cdot 10^{-5}$ Ci/m^3 $3{,}7 \cdot 10^{5}$ Bq/m^3	$3 \cdot 10^{-5}$ Ci/m^3 $11{,}1 \cdot 10^{5}$ Bq/m^3
Jod	$5 \cdot 10^{-9}$ Ci/m^3 $18{,}5 \cdot 10^{1}$ Bq/m^3	$1{,}5 \cdot 10^{-8}$ Ci/m^3 $5{,}5 \cdot 10^{2}$ Bq/m^3
Aerosol	$1 \cdot 10^{-8}$ Ci/m^3 $3{,}7 \cdot 10^{2}$ Bq/m^3	$3 \cdot 10^{-8}$ Ci/m^3 $11{,}1 \cdot 10^{2}$ Bq/m^3

Tab. 6

Die ständige Reinigung von verschmutzten oder kontaminierten Bereichen trägt wesentlich zum Arbeitsschutz bei. Besondere Vorsicht ist grundsätzlich bei Antrocknungsvorgängen geboten: So hat sich gezeigt, daß beim Absenken des Reaktorbeckens ständig mit Deionat gereinigt werden muß, da das Antrocknen des Beckenwaasers zu einer wesentlichen Erhöhung der Jod- und Aerosolkonzentration der Luft führen kann, was u. U. den Einsatz von Atemschutz notwendig macht.

Ähnliches gilt beim Umwälzen von kontaminiertem Wasser z. B. in Flutbehältern. Da diese gegen den Ringraum offen sind, ist es notwendig, durch Einsatz von mobilen Filtergeräten (Jod - Aerosol) eine Erhöhung der Raumluftkonzentrationswerte zu verhindern.

Kontaminationen in der Anlage und am Arbeitsplatz, vor allem bezüglich der luftgetragenen Aktivität spiegeln sich in der Zahl und Höhe der Inkorporationen wieder.

Tabelle 7 zeigt die Inkorporationsstatistik Fremdpersonal für die Revision 1982, gemessen im GKN-eigenen Body-Counter.[1] Wie aus der Tabelle zu ersehen ist, ist die Zahl der bereits bei der Eingangsmessung festgestellten Inkorporationen aus fremden Anlagen beträchtlich. Weitere 43 Inkorporationen kamen im GKN hinzu. Hierbei muß allerdings berücksichtigt werden, daß die überwiegende Zahl der Inkorporationen (Lunge) im Bereich von 1o - 2o nCi liegt. Die daraus resultierende Gesamtkörperdosis beträgt höchstens einige mrem.

GKN-RS	Inkorporationsmessungen Fremdpersonal Revision				1982
Grund	Anzahl der gemessenen Personen	Zahl der festgestellten Inkorporationen	Nuklid	niedrigster u. höchster Wert (nCi)	Anteil des zulässigen Quartalswertes /Jahreswertes
Eingangsmessung	921	34	Co 60	min 8 max 65	0,074% / 0,036% 0,620% / 0,300%
Ausgangsmessung	712	77	Co60	min 9 max 72	0,083% / 0,041% 0,660% / 0,300%
Sondermessung	13	—	—	—	—

Tabelle 7

Hartnäckige Kontaminationen der Haut traten in den letzten Revisionen im GKN nicht mehr auf. Gerade zur Vermeidung von Hautkontamination sind prophylaktische Maßnahmen wie das Tragen geeigneter Schutzkleidung, umsichtiges Arbeiten, Kontrolle durch den Strahlenschutz von großer Bedeutung. Außerdem stehen eine ganze Palette guter Dekontmittel zur Verfügung.(2) Die höchste Hautkontamination lag bei ca. 1×10^{-3} $\mu Ci/cm^2$. Die Frage, inwieweit es sinnvoll ist, derartige Kontaminationen einschließlich der Haut zu beseitigen, wird noch diskutiert werden müssen.(3,4)

4. Dekontaminationstechniken in der Anlage

Grundsätzlich lassen sich zwei Kategorien der Dekontamination im Kernkraftwerk unterscheiden: Die Dekontamination von Großkomponenten, die meist vor Ort durchzuführen ist und die Dekontamination von kleineren Maschinenteilen, deren Transport eine Bearbeitung im Dekontraum möglich macht.

4.1 Dekontamination von Großkomponenten

Die Entscheidung, Großkomponenten wie Loopleitungen, Dampferzeuger oder Hauptkühlmittelpumpen aus Gründen der Dosisminimierung zu dekontaminieren, kann nicht isoliert von Materialfragen, Abfallbehandlung und -beseitigung getroffen werden. Die Ortsdosisleistungen bei GKN und auch anderer Druckwasserreaktoren liegen in einem Bereich, der eine generelle chemische Dekontamination zumindest der Loopleitungen, Hauptkühlmittelpumpen oder Dampferzeuger bei Abwägung der Werkstoffrisiken und den Folgelasten infolge Abfallbehandlung und -entsorgung nicht sinnvoll erscheinen läßt. Ein Patentrezept, ab welchen Personen-Kollektivdosen derartige Maßnahmen sinnvoll werden, kann hier nicht gegeben werden, da der jeweilige Einzelfall sorgfältig abgewogen werden muß und zwar im Sinn des ALARA-Prinzips, denn gerade hier zeigt sich die Problematik, wie verkehrt es wäre, ausschließlich den Grundsatz der Dosisminimierung zu betrachten. Es ist daher dringend notwendig, daß das ALARA-Prinzip in der Neufassung der Strahlenschutzverordnung berücksichtigt wird.

Aufgrund der Erfahrungen von GKN dürften gezielte Dekontmaßnahmen an einer Großkomponente bei zu erwartenden Kollektivdosen von $>$ 100 manrem gekoppelt mit Individualdosen von $>$ 1,5 rem bei mindestens 10 Personen sinnvoll sein.

Es ist also entscheidend, inwieweit die Dosen auf eine größere Zahl von Mitarbeitern verteilt werden können, oder wie es meist der Fall ist, nur wenige Spezialisten zur Verfügung stehen. Die Koppelung an die Individualdosis halten wir für dringend geboten, da die Kollektivdosis wenig Aussagekraft besitzt im Hinblick auf das Einzelrisiko. Bei der Entscheidung, Dekontmaßnahmen durchzuführen, müssen selbstverständlich die Folgedosen infolge der Abfallbehandlung berücksichtigt werden, die nicht unerheblich sind.

Bei GKN war die Dekontamination von Großkomponenten zur Dosisminimierung bisher nur bei den Läufern der Hauptkühlmittelpumpen wegen erforderlicher Reparaturen notwendig geworden. Dabei wiesen einzelne Stellen der Hauptkühlmittelpumpen Dosisleistungen von $>$ 10 rem/h auf. Da die Arbeiten über einen längeren Zeitraum notwendig waren und ein begrenzter Zeiteinsatz des Personals nur bedingt möglich war, war eine Dekontamination geboten. Die Dekontamination mit einer auf ca. 80 ^{o}C erhitzten Dekontlösung wurde von der KWU durchgeführt und erforderte einen großen Aufwand an Arbeitsschutz (Bau eines Zeltes, Absaugung der Luft über Filter, Atemschutz, meßtechnische Überwachung des Arbeitsbereiches). Der Dekontfaktor war stellenweise besser 10, vor allem an den glatten Flächen. An geometrisch ungünstigen Stellen, z.B. Hohlräumen, wurde nur ein Dekontfaktor $<$ 10 erreicht.

Eine weitere Notwendigkeit, Großkomponenten zu dekontaminieren, kann aufgrund einer schadlosen Wiederverwertung gegeben sein. Bei GKN wurden derartige Dekontaminationen bei ausgetauschten Druckspeichern notwendig. Die Dekontamination der Druckspeicher wurde von Fremdfirmen im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt. Die Restkontamination der Behälter war $\leq 1 \times 10^{-5}$ μCi/cm^2, die spezifische Aktivität war $\leq 1 \times 10^{-4}$ fache der Freigrenze gem. StrlSchV.

Die derzeitige Regelung zur schadlosen Wiederverwertung in der Strahlenschutzverordnung halten wir dabei für wenig praktikabel. Es ist zu hoffen, daß in der Neufassung eine generelle Regelung dieses Problems erfolgt, die dem Betreiber einen größeren Spielraum bei der Behandlung kleiner und kleinster Aktivitäten gibt. (5)

Im Zusammenhang mit der Dekontamination sei noch auf das Spülen der Primärkalotte Dampferzeuger hingewiesen. Hierbei wird mit einer von GKN entwickelten Sprühvorrichtung Deionat mit 8o bar Druck in die Primärkalotte gespritzt. Hier steht jedoch nicht die Dekontamination im Vordergrund, sondern das Freispülen von lose haftender Kontamination, um beim Einstieg zur Wirbelstromprüfung die Verschleppung der Kontamination in Grenzen zu halten. Der Dekontfaktor bei dieser Maßnahme liegt bei ca. 1,2.

4.2 Dekontaminationsmethoden im Dekontraum

Der überwiegende Teil der Dekontaminationsarbeiten von Geräten und ausgebauten Anlagenteilen wird im Dekontaminationsraum durchgeführt. Dafür stehen verschiedene Techniken zur Verfügung, die nachfolgend auf ihre Effektivität beim Einsatz im Kernkraftwerk beurteilt werden sollen. Einen Blick in die Dekontwerkstatt zeigt Abbildung 4. Ein Fließschema zur Dekontamination von Gegenständen zeigt Tab. 8.

4.2.1 Hochdruckreinigungsgerät

Diese Art der Dekontamination unter Zusatz von entsprechenden Reinigungsmitteln ist die am häufigsten angewandte Dekontaminationsmethode.(6) Besonders bei stark verschmutzten Teilen ist auf die Hochdruckreinigung als ersten Arbeitsschritt nicht zu verzichten. Abb. 5 zeigt einen Blick in die Dekontbox, die auch von außen unter Abschirmung bedient werden kann.

In vielen Fällen reicht bereits diese Reinigung aus, um den gewünschten Dekonterfolg zu erreichen. Wichtige Faktoren bei der Hochdruckreinigung sind a) Druck, b) Temperatur, c) Düsenwahl und d) die Wahl der richtigen Chemikalien. Diese Faktoren bestimmen den Dekonterfolg. Derzeit wird mit 1o - 12 bar und 6o ^{o} C gefahren. Zukünftig werden 8o bar Druck und 9o ^{o} C angestrebt.

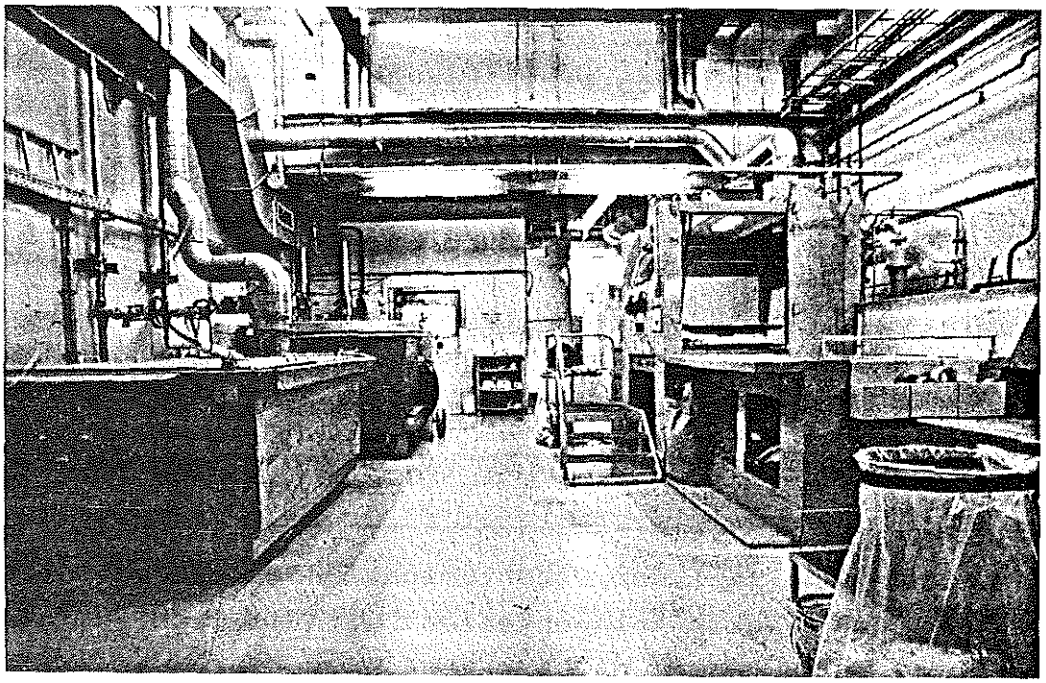
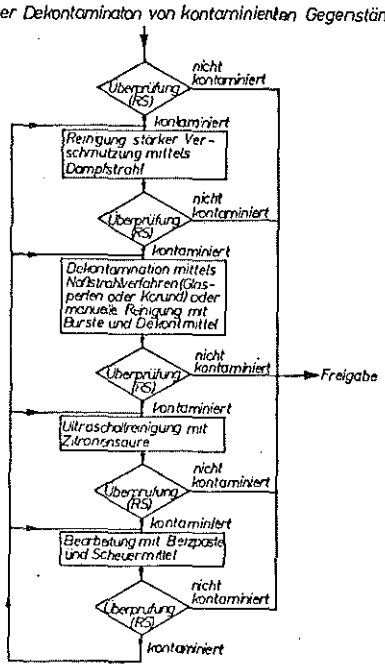


Abb. 4

Schema einer Dekontamination von kontaminierten Gegenständen



Grenzwerte für Schutzmaßnahmen bei Oberflächenkontamination von Arbeitsplätzen und Gegenständen

Radionuklidart / Arbeitsplatz Gegenstand	Alphastrahler für die eine Freigrenze von $3{,}7 \cdot 10^{3}$ Bq festgelegt ist	Sonstige Radionuklide
Arbeitsplätze und Außenseite der Schutzkleidung im Kontrollbereich	3,7Bq /cm^2	37Bq/cm^2
Arbeitsgegenstände Kleidung und Wäsche in betrieblichen Überwachungsbereichen	0,37Bq/cm^2	3,7Bq/cm^2
Arbeitsgegenstände Kleidung und Wäsche außerhalb von betrieblichen Überwachungsbereichen	0,037Bq/cm^2	0,37Bq/cm^2

Tab. 8

GKN Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH

4.2.2 Naßstrahlverfahren

Bei diesem Verfahren wird die Oberfläche mit Glas- oder Korrundteilchen bearbeitet. Dieses Verfahren eignet sich speziell zum Reinigen von verzunderten Oberflächen. Da jedoch überwiegend Edelstahl im Kraftwerk verwendet wird, wird diese Anlage nur sehr selten eingesetzt. Die Naßstrahleinrichtung ist in Abb. 4, rechts, zu sehen.

4.2.3 Ultraschallreinigung

Die Ultraschalltechnik ist überwiegend als Folgeschritt zu den unter 1 + 2 beschriebenen Dekontverfahren zu betrachten. Vor allen Dingen bei Teilen mit ungünstiger geometrischer Form sowie poröser Oberfläche hat sich dieses Verfahren gut bewährt. Wichtig dabei ist die Wahl des richtigen Reinigungsmittels, das dem Wasser zugesetzt wird. Bei GKN sind 2 U-Schallwannen unterschiedlicher Größe vorhanden.

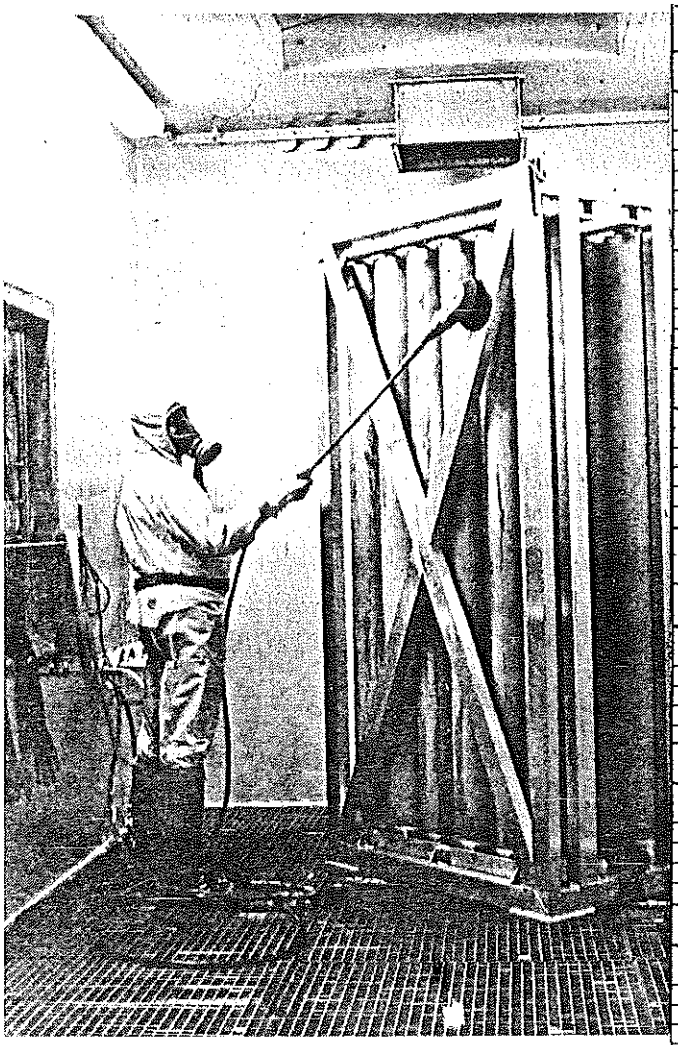


Abb. 5

GKN-RS — 1.Schichtplan Deko I — 1982

	Juli															August														
Tag	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So
Dat.	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
Schicht 1A	F	F	F	F	F	X	S	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	S	S	S	S	S	S	S	X
Schicht 1B	F	F	F	F	F	F	S	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	X	S	S	S	S	S	S	X
Schicht 2A	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	F	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	X
Schicht 2B	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	X	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	F

	August															September														
Tag	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So
Dat.	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Schicht 1A	F	F	F	F	F	X	S	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	S	S	S	S	S	S	S	X
Schicht 1B	F	F	F	F	F	F	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	X	S	S	S	S	S	S	S	X
Schicht 2A	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	F	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	F	X
Schicht 2B	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	X	S	S	S	S	S	S	X	F	F	F	F	F	F	F	F

	September																			Oktober								
Tag	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So
Dat.	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Schicht 1A	F	F	F	F	F	F	X																					
Schicht 1B	F	F	F	F	F	F	F																					
Schicht 2A																												
Schicht 2B																												

GKN-RS — 1.Schichtplan DekoII — 1982

	Juli															August														
Tag	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So
Dat.	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
Schicht A	X	X	F	F	F	6/18	6/18	F	F	X	N	N	18/6	18/6	N	N	N	X	X	X	X	S	S	S	S	S	X	X
Schicht B	S	S	S	S	S	X	X	X	X	F	F	F	6/18	6/18	F	F	X	N	N	18/6	18/6	N	N	N	X	X	X	X
Schicht C	F	F	X	N	N	18/6	18/6	N	N	N	X	X	X	X	S	S	S	S	S	X	X	X	X	F	F	F	6/18	6/18
Schicht D	N	N	N	X	X	X	X	S	S	S	S	S	X	X	X	X	F	F	F	6/18	6/18	F	F	X	N	N	18/6	18/6

	August															September														
Tag	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So
Dat.	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Schicht A	X	X	F	F	F	6/18	6/18	F	F	X	N	N	18/6	18/6	N	N	N	X	X	X	X	S	S	S	S	S	X	X
Schicht B	S	S	S	S	S	X	X	X	X	F	F	F	6/18	6/18	F	F	X	N	N	18/6	18/6	N	N	N	X	X	X	X
Schicht C	F	F	X	N	N	18/6	18/6	N	N	N	X	X	X	X	S	S	S	S	S	X	X	X	X	F	F	F	6/18	6/18
Schicht D	N	N	N	X	X	X	X	S	S	S	S	S	X	X	X	X	F	F	F	6/18	6/18	F	F	X	N	N	18/6	18/6

	September																			Oktober								
Tag	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So	Mo	Di	Mi	Do	Fr	Sa	So
Dat.	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Schicht A	X	X	F	F	F	6/18	6/18																					
Schicht B	S	S	S	S	S	X	X																					
Schicht C	F	F	X	N	N	18/6	18/6																					
Schicht D	N	N	N	X	X	X	X																					

Tab. 9

4.2.4 Dekontamination mittels Beizpaste und Scheuermittel

Dieses Verfahren bringt derzeit den besten Dekontaminationserfolg, ist jedoch in seiner Anwendung nur in speziellen Fällen möglich (Oberflächenabtrag).
Zukünftig wird sich auf diesem Gebiet jedoch das Elektropolieren immer mehr durchsetzen, falls das Waste-Problem erfolgreich gelöst wird. (7)

Zu bemerken ist noch, daß die unter 4.2.1 - 4.2.4 aufgeführten Verfahren nicht bei Elektrogeräten eingesetzt werden können. Bei diesen Geräten wurden jedoch bereits gute Erfolge mit der Freon-Technik erzielt. (7)

5. Organisatorische Maßnahmen

Neben der technischen Ausrüstung ist die personelle Organisation bei der Dekontamination von entscheidender Bedeutung. Dabei sind grundsätzlich zwei Maßnahmen zu unterscheiden:

- Routinemäßige Dekontamination und Reinigung der Anlage
- gezielte Maßnahmen zur Dekontamination kontaminierter Bereiche

Im Normalbetrieb - also außerhalb der Revision - sind vier Personen von GKN-eigenem Strahlenschutzpersonal für die Routinereinigung, Betreuung der Wäscherei sowie der Dekontwerkstatt eingesetzt. Hinzu kommen im Schnitt weitere 4 Dekontarbeiter von Fremdfirmen, sodaß außerhalb der Revision etwa 8 Personen mit Dekontarbeiten im weitesten Sinne betraut sind.

Bei den umfangreichen Revisionsarbeiten wird im Dekontbereich ein Schichtbetrieb rund um die Uhr durchgeführt. Allerdings wird dieses Personal auch für andere Hilfsarbeiten eingesetzt wie Bau von Abschirmungen, Arbeitszelten, Transport von Arbeitskleidung und Atemschutz, Errichten und Auffüller von Schuhschleusen usw. Tabelle 9 zeigt einen solchen Schichtplan. Zunächst gibt es zwei Hauptschichten (Früh-/Spätschicht). Die Hauptschichten setzen sich zusammen aus jeweils 10 Fremdpersonen und einem Mitarbeiter des Strahlenschutzes als Vorarbeiter. Sie werden in der für die Dekontamination und Reinigung wichtigsten Zeit zwischen 6.00 und 1.00 h tätig.

Daneben gibt es noch 4 Schichten à 6 Personen Fremdpersonal, die rund um die Uhr eingesetzt werden.

In der Wäscherei sind während der Revision insgesamt 11 Personen Fremdpersonal und ein Mitarbeiter aus dem Strahlenschutz als Vorarbeiter tätig. Zwei weitere Personen Fremdpersonal sind während und nach der Revision mit Sortieren und Verpacken des leicht aktiven Abfalls beschäftigt.

Die Zahl von 57 Mitarbeitern im Bereich Dekontamination/Wäscherei während einer Revision mag zunächst hoch erscheinen. Man muß sich aber klarmachen, daß während der Hauptarbeitszeit trotzdem nur 17 Mann Dekontpersonal gleichzeitig in der Anlage und 8 weitere in der Wäscherei und Abfallbeseitigung tätig sind. Da eine Arbeitsgruppe, bedingt durch die apparative Ausrüstung immer aus 2 Personen besteht, sind es also nur 8 Dekonttrupps, die sich in den riesigen Dimensionen von Reaktor- und Hilfsanlagengebäude stark verteilen und in Spitzenzeiten, wo vielerlei Prüf- und Nachrüstungsarbeiten gleichzeitig laufen, häufig eher zu wenig als zuviel sind.

Insgesamt machte GKN die Erfahrung, daß auf dem Dekontsektor weder gerätetschnisch noch personell gespart werden sollte. Eine jederzeit saubere und kontaminationsfreie Anlage dient im weitesten Sinne dem personenbezogenen Strahlenschutz wie auch dem Umweltschutz. In einer sauberen Anlage wird wenig Staub aufgewirbelt (im wahrsten Sinne des Wortes) und dadurch die gefürchtete Aerosol- oder Jodaufnahme über Inhalation klein gehalten. Darüber hinaus wird aber auch die Emission über Kamin und damit die Freisetzung in die Umwelt reduziert. Es hat sich gezeigt, daß die im Sozialprestige oft niedrig eingeschätzten Mitarbeiter in der Dekontamination ein großes Maß an Strahlenschutz praktizieren. Auch hier zeigt sich wieder, daß der beste Kopf nichts nützt, wenn die übrigen Körperfunktionen versagen.

Literatur: (1) W. Bentele, G. Morris: "Inkorporationsmessungen im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar" Atomenergie/Kerntechnik, Bd. 33 (1979)

(2) "Papan-Dekontaminationsmittel", Druckschrift der Firma Max Morant, Aschau

(3) G. Möhrle: "Kontamination und Dekontamination", Kap. 4.6 aus Strahlenschutzkurs für ermächtigte Ärzte, Verlag H. Hoffmann, Berlin 38, 1979

(4) H. Spang, R. Spieß u. S. Hiller: "Strahlenschutzfachkunde G 5", Verlag W. Kohlhammer, 1982

(5) H. Kiefer, A. Pilgenröther, A. Spang: "Aktuelle Probleme des Strahlenschutzrechts aus der Sicht der Betroffenen". Atomwirtschaft, Oktober 1982

(6) R. Ambros, H.J. Schroeder: "Strahlenschutz im Kernkraftwerk Biblis - Maßnahmen zur Dosisminimierung", RWE Biblis, 1981

(7) Baumann u. Butzmann: "Dekontverfahren, Interventionstechnik", April 1983 (Quadrex, Firmenveröffentlichung)

Berücksichtigung des Erfahrungspotentials bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten im Strahlenbereich

D. Berg
RWE-Hauptverwaltung Essen

und

H. Knape
Lahmeyer International GmbH Frankfurt

Zusammenfassung:

Einleitend wird begündet, warum das Dokumentieren von Instandhaltungsarbeiten für den betrieblichen Strahlenschutz als auch für den Anlagenplaner notwendig ist.

An ausgewählten Beispielen aus der Planungspraxis soll gezeigt werden, inwieweit die Interessen des betrieblichen Strahlenschutzes duch einen gesicherten Erfahrungsrückfluß in der Planung Berücksichtigung finden können.

Es werden Formen der Darstellung von Betriebsergebnissen aufgezeigt, die sowohl die Dokumentation von Instandhaltungsarbeiten (z.B. Arbeitsanalysen) als auch die langfristige radiologische Veränderung in Systemen bzw. Komponenten (z.B. Fotodokumentation) sichert.

Es werden Vorgehensweisen vorgestellt, die es ermöglichen sollen, Betriebserfahrungen von Instandhaltungsarbeiten im Strahlenbereich in den erläuterten Dokumentationsformen praxisgerecht festzuhalten, unter Berücksichtigung eines ungehinderten Arbeitsablaufes, insbesondere in der Revisionsphase.

1. Einleitung

Instandhaltungsarbeiten im Strahlungsfeld müssen nach dem ALARA-Prinzip hinsichtlich Strahlenbelastung und Aufwand optimiert werden.
Dazu ist es erforderlich, das in den Kraftwerken zur Verfügung stehende Erfahrungspotential zu nutzen.
Auf Erkenntnisse aus bereits vorgenommenen Instandhaltungserfahrungen ist die betriebliche Revisionsplanung eines Kernkraftwerkes angewiesen, um im Rahmen ihrer betrieblichen Möglichkeiten die Strahlenbelastung zu reduzieren. Darüberhinaus müssen aufgrund der BMI-Richtlinie und der KTA-Regeln in Zukunft dosisintensive Arbeiten analysiert und dokumentiert werden, um sie für gleichartige, zukünftige Arbeiten nutzen zu können.
Bei der Planung von Neuanlagen ist ebenfalls nur durch ein gesichertes Erfahrungspotential die Auslegung von Systemen und Komponenten und deren Anordnung zu optimieren. Auch hier fordert die BMI-Richtlinie vom Planer Detailuntersuchungen über dosisintensive Arbeiten. Diese müssen im Vergleich zu Erfahrungswerten dargestellt werden.
Die Abb. 1.1 zeigt den notwendigen Informationsfluß der Betriebserfahrungen um die betrieblichen als auch die planerischen Ziele erfüllen zu können.

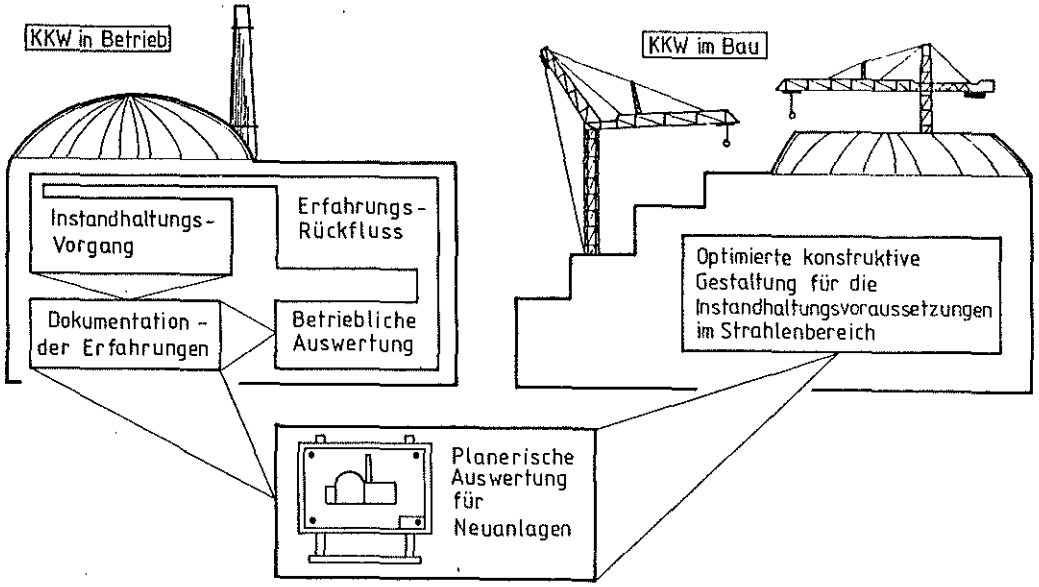


Abb. 1.1 Informationsfluß von Betriebserfahrungen

2. Bedeutung des Erfahrungsrückflusses für die Planung

Folgt der Strahlenschutzplaner dem ALARA-Prinzip (as low as reasonably achievable) so setzt er sich spätestens bei der jeweiligen spezifischen Interpretation des Wortes "reasonably" einem Entscheidungskonflikt aus, der ohne gezielten Erfahrungsrückfluß nicht verantwortlich gelöst werden kann. Die nachstehenden Beispiele aus der Praxis sollen dies aufzeigen.

Beispiel Gerüstbau

Es ist allgemein bekannt, daß der zusätzliche Gerüstbau bei Instandhaltungsarbeiten dosisintensiv ist.
Der Planer ist daher geneigt, überall wo es sich ausführen läßt, feste Bühnen vorzusehen. Der vorher auch für andere Arbeiten benötigte Freiraum wird durch massive Stahlkonstruktionen (EVA-Auslegung) versperrt.

Bei Kenntnis der durchzuführenden Arbeiten in diesem Bereich würde es hilfreich sein, den Gerüstbau zu optimieren und auf die Instandhaltungsbedürfnisse abzustimmen (z.B. vormontierte und transportable Aufstiegshilfe mit Standflächen und bauseits angepaßten Befestigungspunkten).

Beispiel Komponentenanordnung

Bei Reparaturarbeiten an einer Ventilstation wurden wiederholt hohe Kollektivdosen bekannt, ohne daß die eigentliche Ursache dem Planer einer Neuanlage bekannt wurde.
Aufgrund des Aufstellungsplanes konnte der Planer die dort benachbarte Pumpe als Ursache ziemlich sicher vermuten und beschloß, bei einer Neuanlage diese in eine abgeschirmte Nische zu verlegen, wobei nun aufgrund der schwierigen Zugänglichkeit mit höherer Kollektivdosis an der Pumpe zu rechnen sein wird.
Hätte man jedoch den Fall näher analysiert, so wäre festgestellt worden, daß ein Blindstutzen in der Pumpensaugleitung aufgrund korrosiver Ablagerungen der Ausgangspunkt für die hohe Kollektivdosis war. Es hätte genügt, diesen Tiefpunkt zu vermeiden.

Beispiel Abschirmmaterial

An vielen Stellen fehlt der Platz zum Aufstellen einer Ständerwand mit Bleimatten oder Aufhängepunkte für Bleimatten; die Matten werden dann auf die Rohrleitungen gelegt; oft ohne Belastungsnachweis.

Bei der Neuplanung wird pauschal vorgesehen, daß die Bodenbelastbarkeit - um überall Abschirmwände aufstellen zu können - von Räumen ab einer Ortsdosisleistung von 100 mrem/h für eine Linienlast von 10 kN/m vorzusehen ist, obwohl oft aus Platzgründen Setzsteinwände nicht aufgestellt werden können.
Mit Hilfe von Arbeitsanalysen könnten gezielt diejenigen Stellen festgestellt werden, von denen eine erhöhte Ortsdosisleistung ausgeht und dann spezifische konstruktive oder bauliche Maßnahmen einplanen (z.B. verstärkte Rohrunterstützung mit Kennzeichnung, Ankerplatten mit Ösen, Platz für Ständerwand usw.).
Die Beispiele machen deutlich, daß durch Sicherung des Erfahrungsrückflusses eine qualitativere Planung zu verwirklichen ist. Darauf abgestützt könnten pauschale Planungsrichtinien in Zukunft eingeschränkt werden, da sie nicht immer dem Planungsziel gerecht werden und manchmal unnötige Kosten verursachen.

3. Anforderungen an die Dokumentation von Arbeitsabläufen

Um den für die Planung und Betrieb benötigten Erfahrungsrückfluß in Zukunft zu sichern, sollte eine geeignete Aufzeichnung der Instandhaltungsarbeiten vorgenommen werden, die folgendes beinhalten sollte:

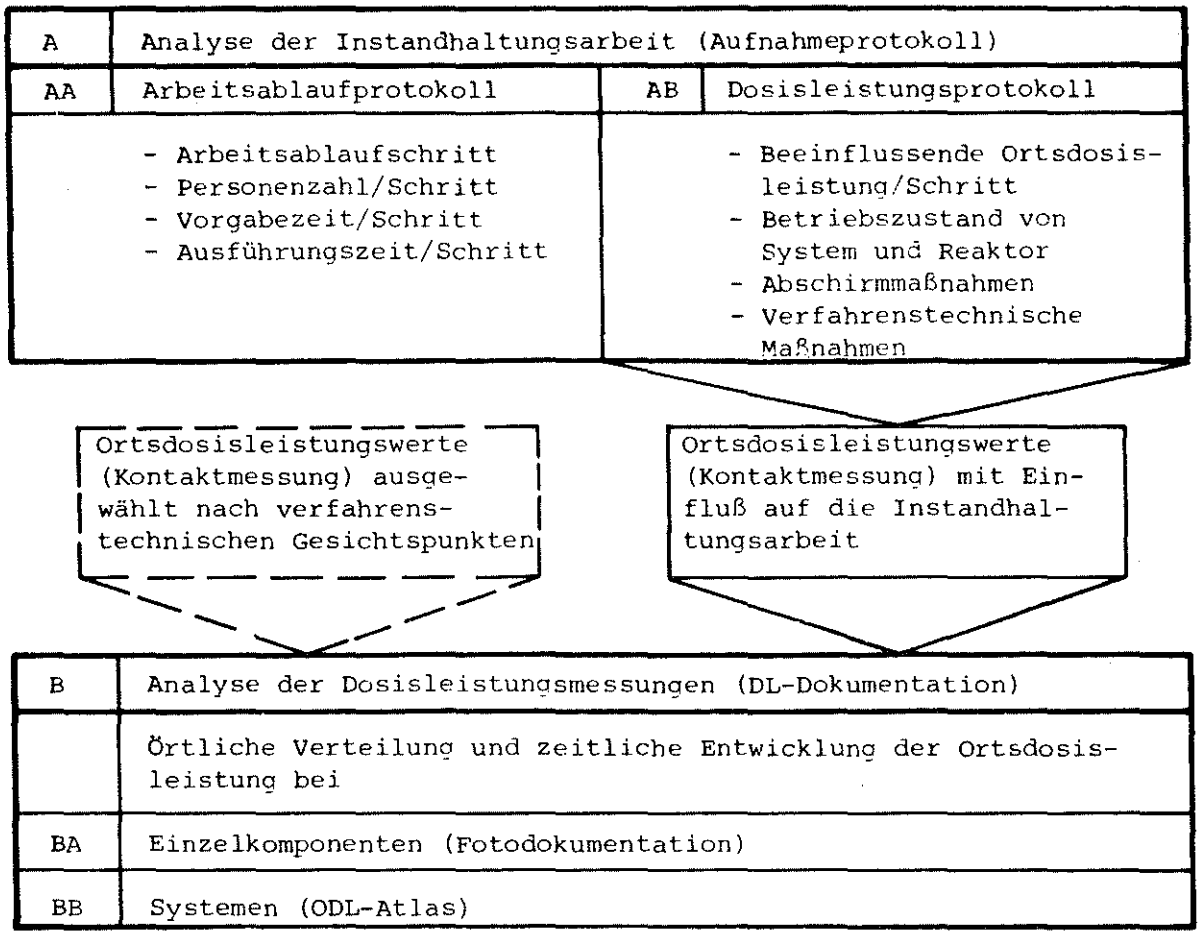
- Nachvollziehbarkeit des durchgeführten Arbeitsablaufs im Hinblick auf den Personenstandort, der Personenzahl und der Arbeitszeit.
- Angabe und Zuordnung des radiologischen Zustands den jeweiligen Arbeitsschritt beeinflussend
- Effizienz von Abschirm- und Dekontaminationsmaßnahmen sowie der verwendeten Geräte
- Veränderung der radiologischen Verhältnisse im Verlauf der Betriebszeit
- Vergleichbarkeit der Ergebnisse bei wiederkehrenden Arbeiten sowie die Übertragbarkeit auf baugleiche Anlagen.

Darauf abgestimmt möchten wir aus der Sicht des Planers eine Dokumentationsform vorstellen, die nachfolgend erläutert werden soll.

4. Aufbau einer Dokumentation

Zwei grundsätzliche Dokumentationsformen bestimmen den Aufbau:

- Analyse der Instandhaltungsarbeit als Aufnahmeprotokoll vor Ort
- Analyse der Dosisleistungsmessungen als Langzeitdokumentation



Tab. 3.1 Dokumentationsübersicht

4.1 Analyse von Instandhaltungsarbeiten

Um den einzelnen Arbeitsablauf nachvollziehbar dokumentieren zu können, müssen die als dosisintensiv bekannten Arbeiten während ihrer Durchführung protokolliert werden.

Anhand von charakteristischen Arbeiten wird in Tabelle 4.1 beispielhaft dargestellt und begründet, welche Information zur Erreichung des Planungsziels dabei festgehalten werden soll.

Aus dem Arbeitsablaufprotokoll mit der Angabe von Personenzahl und Arbeitszeit, lassen sich bereits erste Schlüsse für die Auswertung ziehen.

Um nun diesen Arbeitsablauf dem vorherrschenden radiologischen Zustand zuordnen zu können, müssen die einzelnen Arbeitsschritte bei der Protokollierung derart aufgeteilt werden, daß aus jedem Arbeitsschritt der Standort des Personals erkennbar wird um die, diesen Standort beeinflussende Ortsdosisleistung später zuordnen zu können.

Die dem Arbeitsort mit ihrer Ortsdosisleistung beeinflussende Stellen der Komponenten oder deren Bauteile werden nun während des Instandhaltungsvorgangs ausgemessen und diese Oberflächenmeßwerte in einem Dosisleistungsmeßprotokoll festgehalten, wobei mittels einer Komponentenskizze die örtliche Lage des Meßpunktes fixiert wird.

Messungen in Abständen von Komponentenoberflächen (z. B. 0,5 m) halten wir hier aus Gründen der späteren Vergleichbarkeit für nicht dem Ziele dienlich.

Mit Vergleichbarkeit soll hier die Einwirkung einer Ortsdosisleistung durch strahlenreduziertende Maßnahmen (z.B. Abschirmung, Spülung) gemeint sein.

Abb. 4.1 zeigt ein Beispiel aus einem Protokollauszug.

Überträgt man nun die gemessene Ortsdosisleistungen in das Arbeitsablaufprotokoll, in dem man diese den einzelnen Arbeitsschritten zuordnet, so erhält man eine Arbeitsanalyse, die alle Angaben erhält, um daraus eine planerische und betriebliche Auswertung vornehmen zu können.

Abb. 4.2 zeigt diese Angaben in Form eines vereinfachten Beispiels aus einem Protokollauszug.

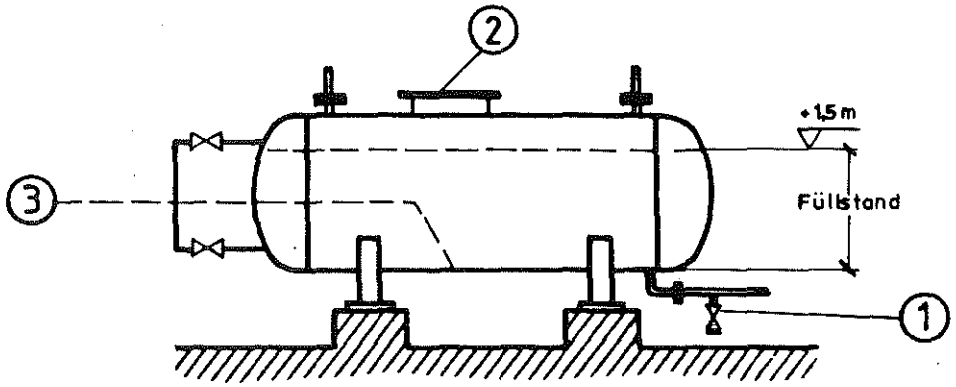
Auf die Ermittlung der Kollektivdosis als Bewertungsmaßstab wurde bewußt verzichtet, da eine solche Zuordnung zu jedem Arbeitsschritt in der Praxis schwer zu realisieren ist. Die Angabe kann als Wichtung der Arbeit im Strahlenbereich und zum statistischen Vergleich von Arbeiten untereinander durchaus eine Rolle spielen, jedoch können konstruktive Erkenntnisse daraus nicht gezogen werden.

Planungsziel	Information
Gerüstbauarbeiten	
Kurze Aufbauzeit durch konstruktive Voraussetzungen (z.B. Vorplanung von Befestigungspunkten, Vormontage außerhalb des Strahlenbereiches.	- Gerüstabmessungen - Konstruktionsprinzip - Fabrikat
Isolierarbeiten	
Festlegung des notwendigen Umfangs für schnell abnehmbare Isolierteile und Optimierung im Hinblick auf Handhabung und Wiederverwendbarkeit.	- Umfang - Konstruktionsprinzip - Teilgewicht
Abschirmarbeiten	
Konstruktive Voraussetzungen zur gezielten Anbringung von Abschirmmaterial (z.B. definierte Befestigungspunkte).	Einwirkende Strahlenquelle Aufstellungsort, Art und Gewicht der Abschirmung
Spül-/Dekontaminationsarbeiten	
Anpassung des Raumbedarfs und der Versorgungseinrichtungen auf die mobilen Spüleinrichtungen.	Angabe des Verfahrens Umfang der Geräte Spülumfang
Transportarbeiten	
Konstruktive Voraussetzungen für einen angepaßten Transportfluß.	Angabe der benutzten Transportmittel und Hebezeuge (Bauart)
Instandhaltungsvorgang	
Verbesserung der Komponentenkonstruktion und des Platzbedarfs in Abstimmung mit den zur Anwendung kommenden Bearbeitungs-, Prüfgeräten sowie Hilfskonstruktion und Schutzausrüstung des Personals.	Ursache der Maßnahme Arbeitsumfang Bearbeitungs-, Prüfgeräte(Fabrikat/ Bauart) Hilfskonstruktionen (Skizze, Beschreibung) Schutzausrüstung

Tab. 4.1 Gegenüberstellung des Planungsziels zu den im Rahmen einer Arbeitsanalyse benötigten Informationen (beispielhaft dargestellt anhand typischer Einzelarbeiten)

KKW	IWRS-Arbeitsanalyse - Dosisleistungsprotokoll -	

Anlagenteil: XX-System	Betriebsmittel: Sammeltank	Raum: A01.11



Reaktorbetrieb	~~ja~~/nein	Reaktorabschaltung am:	25.7.82
Systembetrieb	~~ja~~/nein	Systemabschaltung am:	31.7.82

Ortsdosisleistungsmeßwerte

○ an der Oberfläche ☐ hinter Abschirmung

Meß-pkt.		Abschalt-zustand	getroffene Maßnahmen			Bemerkungen
			entleert	geflutet	gespült	
1	Datum	31.7.82	–		–	
	mrem/h	3500	–		–	
1	Datum	1.8.82	–		3.8.82	Bleimatten 30kg über Abzugsleitung
	mrem/h	550	–		200	
2	Datum	31.7.82	1.8.82		2.8.82	Messung 31.7.82 mit geschl. Öffnung
	mrem/h	50	400		350	
3	Datum	–	1.8.82		2.8.82	HD-Waschpistole Deionat 90°C
	mrem/h	–	2500		1500	

Abb. 4.1 Auszug aus einem Dosisleistungsmeßprotokoll

4.2 Analyse von Dosisleistungsmessungen

Die bei Instandhaltungsarbeiten aufgenommenen Ortsdosisleistungen sollten nicht nur innerhalb der Arbeitsanalyse verwertet werden, sondern sollten in eine Dokumentationsform übertragen werden die es erlaubt, eine Auswertung dieser Meßwerte im Hinblick ihrer örtlichen Verteilung in Komponenten von Systemen sowie ihrer Entwicklung über die Betriebszeit durchführen zu können.

KKW	IWRS - Arbeitsanalyse - Arbeitsablaufprotokoll -	

Anlagenteil: XX-System	Betriebsmittel: Sammeltank	Raum: A01.11

Art der Arbeit: Behälterinnenbesichtigung

	Dat.	Arbeitsschritte	P	VZ	AZ	M	DL	Bemerkung
1	31.7.	Entwässerungsleitung abgeschirmt	2	5	5	①	3500	
2	1.8.	Podest aufgebaut	2	30	25	[1]	550	
3	1.8.	Mannloch geöffnet	1	30	50	②	50	Schrauben tw. korrodiert
4	1.8.	Behälter gespült	1	10	10	②	400	Öffnung m. Folie verschlossen.
5	2.8	Einstieg in Behälter u. Prüfung d. Beschichtung	1 1	10 8	12 6	② ③	350 1500	

P = Anzahl der Personen,
VZ = kollektive Vorgabezeit (min)
AZ = kollektive Ausführungszeit (min)
M = den Arbeitsort beeinflussender Dosisleistungsmeßpunkt aus Dosisleistungsprotokoll,
DL = zugeordnete Dosisleistung (mrem/h) am Meßpunkt.

Abb. 4.2 Vereinfachtes Beispiel eines Arbeitsablaufprotokolls (Auszug)

Für diese Langzeitdokumentation kommen zwei Aufzeichnungsformen in Betracht:

- Fotodokumentation zur Darstellung der radiologischen und räumlichen Verhältnisse im Komponentenbereich
- Systemschaltbilder in vereinfachter Form zur Darstellung der radiologischen Verteilung im System (als ODL-Atlas bezeichnet)

Die aus den Dosisleistungsprotokollen ausgewählten Meßpunkte müssen an der Komponente sichtbar markiert und fotografisch festgehalten werden, zur Identifizierung bei Folgemessungen.

Den Aufbau beider Dokumentationsformen zeigt vereinfacht die Abb. 4.3. Beide Formen enthalten Meßwerttabellen für den jeweiligen Meßpunkt. Zur Vergleichbarkeit der Meßwerte sollte die Betriebszeit bis zu jeder Messung angegeben werden.

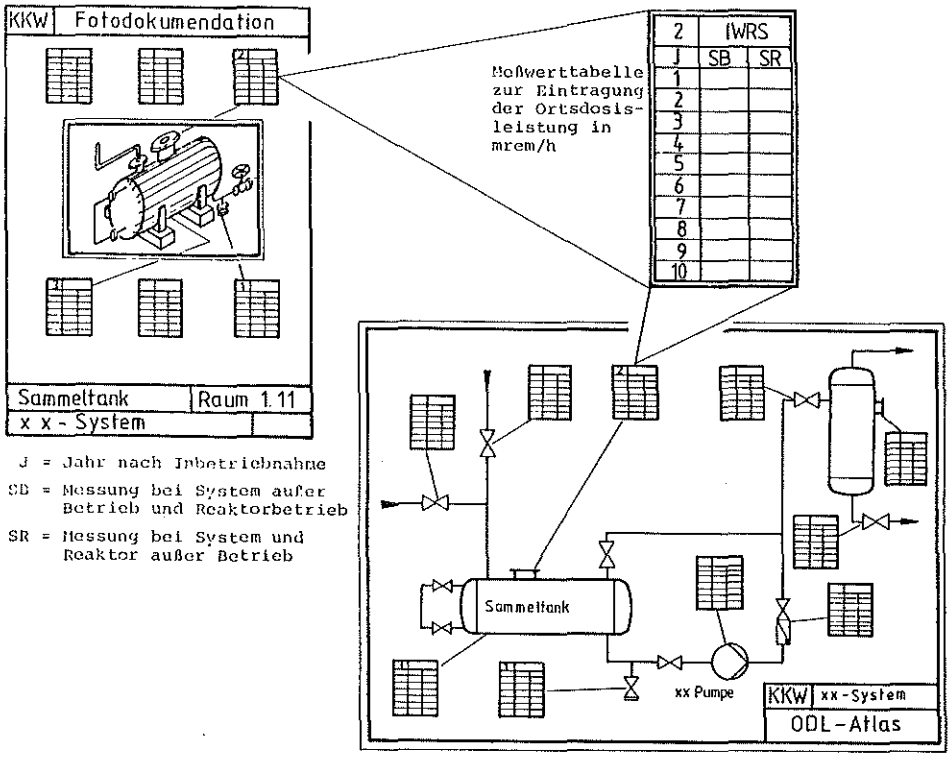


Abb. 4.3 Dokumentationsform zur Darstellung der Verteilung und Entwicklung von Ortsdosisleistungen (vereinfachte Darstellung)

Mit Hilfe dieser Dokumentationsform können neben den betrieblichen Vorteilen folgende planerische Ziele verfolgt werden, um die Ortsdosisleistung am Instandhaltungsort zu senken.

- Einflußnahme durch chemische Fahrweise und verfahrenstechnischen Größen (z. B. Temperatur, Durchsatz, Druck, chemische Zusätze) auf den Ablagerungsmechanismus
- Besserer Entzug der radioaktiven Verunreinigungen
- Verlagerung von stark strahlenden Quellen in instandhaltungsarme Bereiche durch Änderung des Rohrleitungsverlaufs und der Komponentenanordnung zueinander
- Optimierung der Komponente im Hinblick auf die Materialwahl und einer dosissparenden Konstruktion

Ortsdosileistungsmeßwerte aus ähnlichen Meßreihen (z.B. nach verfahrenstechnischen Gesichtspunkten) ließen sich in gleicher Weise in die vorgestellte Dokumentationsform eingliedern (Tab. 3.1).
Könnte man die örtliche Lage der Meßpunkte auf alle baugleichen Systeme anderer Kernkraftwerke übertragen (z.B. Konvoi-Anlagen), so wäre das Erfahrungspotential für den Planer auf eine zuverlässige Basis gestellt und der Erfahrungsaustausch der Kraftwerksbetriebe untereinander gesichert.

5. Vorgehensweise bei der Dokumentationserstellung

Der Aufbau der hier vorgestellten Dokumentation wurde von dem Grundsatz geleitet, möglichst viel Dokumentationsaufwand aus der Instandhaltungsphase - insbesondere der Revision - ablösen zu können,um das mit der Arbeitsdurchführung beauftragte Personal nicht zusätzlich zu belasten. Eine derartige Möglichkeit der Aufgabenverteilung ist in Abb. 5.1 dargestellt. Aufgrund der detailliert vorbereiteten Analyseformblätter für die zu untersuchenden Arbeiten kann während der Arbeitsdurchführung der Aufwand für die Protokollierung zusätzlich gesenkt werden.

Um spätere Interpretationsschwierigkeiten zu vermeiden wäre es von Vorteil, wenn die Protollierung im Beisein desjenigen erfolgen würde, der auch für die spätere Zusammenstellung der Dokumentation und Auswertung der Ergebnisse vornimmt.

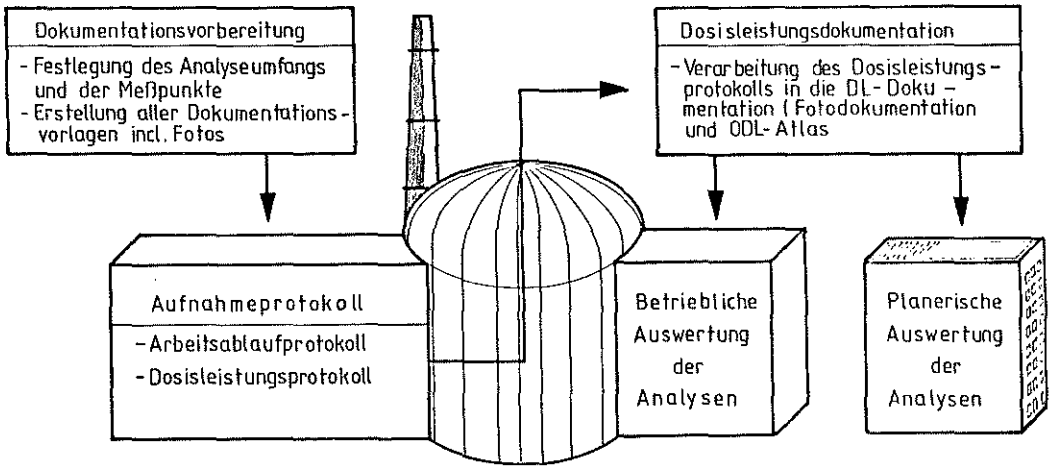


Abb. 5.1 Möglichkeit der Aufgabenverteilung bei der Dokumentationserstellung

Bei der Diskussion bezüglich des Gesamtumfanges der zu erstellenden Dokumentation sollte das Bestreben nach qualitativer Aussage im Vordergrund stehen. Falls der Aufwand zu groß wird, sollte die Möglichkeit erwogen werden, die Anzahl der zu analysierenden Arbeiten enger einzugrenzen, z.B. in Abhängigkeit von der zu erwartenden Arbeitskollektivdosis (manrem) oder des Strahlenfeldes (mrem/h).

6. Schlußbetrachtung

Die Berücksichtigung des Erfahrungspotentials stellt also für den Betrieb und den Planer einen wesentlichen Faktor zur Reduzierung der Strahlenbelastung bei Instandhaltungsarbeiten und zur vernünftigen Kostenoptimierung im Sinne des ALARA-Prinzips dar.
Dieser Beitrag sollte daher zu erkennen geben, welche Informationen dazu beitragen und welche Möglichkeiten geeignet sind, diese Erfahrungen aufzubereiten,um damit den Erfahrungsrückfluß sicherzustellen.

Fernbediente und zerstörungsfreie Probenahme zur Bestimmung der Kontamination in Reaktorkreisläufen

E. Schenker, J. Hanulik, W. Görlich
Eidg. Institut für Reaktorforschung
Würenlingen/Schweiz

Zusammenfassung:

Die Kenntnis von Kontaminationsart und -stärke von Reaktorkreisläufen ist unabdingbare Voraussetzung für die Planung von Dekontaminations- und Stillegungsarbeiten. Es wurden Methoden zur fernbedienten und zerstörungsfreien Probenahme entwickelt. In verschiedenen Reaktoren (z.B. AVR, DIORIT, NS "Otto Hahn", KKW Niederaichbach) wurden Proben entnommen und analysiert. Es resultierten Tiefenprofile über die Verteilung chemischer Bestandteile oberflächennaher Schichten und deren Gehalte an Kontaminationen, wobei z.T. auch "schwierige" Aktivierungsprodukte wie Fe-55 und Ni-63 erfaßt wurden. Er werden Ergebnisse aus Probenahmen und Dekontaminationen verglichen.

Abstract:

A knowledge of contamination type and degree is absolutely necessary to the planning of decontamination and decommission work. To this aim, methods and apparatus were developed which allowed specimens to be removed remotely and nondestructively. Specimens from a range of reactor systems (i.e. AVR, DIORIT, NS "Otto Hahn", Niederaichbach, etc.) were removed and analysed. Depth profiles were obtained which gave information about the contamination and chemical composition. Activation products such as Fe-55 and Ni-63 were also detected. The results from specimen removal and decontamination are compared.

EINLEITUNG

Während des Betriebs von Versuchsreaktoren und Kernkraftwerken werden Teile davon kontaminiert oder aktiviert, wodurch der Zugang für Instandhaltungs- oder Stillegungsarbeiten erschwert wird. Bei der Vorbereitung von Arbeiten an kontaminierten oder aktivierten Systemen sind alle wesentlichen Informationen zu sammeln und auszuwerten. Dabei sind nicht nur die Werkstoffart und die Dosisleistung wichtig, sondern alle erreichbaren Kenntnisse über

- den aktuellen Zustand und die Zusammensetzung des Werkstoffs (Grundmaterial und Oberflächenschichten),
- Art, Stärke und Verteilung der Kontamination, resp. der Aktivierung.

Art und Stärke der Kontamination (z.B. An- oder Abwesenheit von α-Strahlern oder anderer stark radiotoxischer Nuklide) bestimmen die arbeitshygienischen Vorschriften für den geplanten Einsatz und lassen u.U. eine vorgängige Dekontamination ratsam oder erforderlich erscheinen. Die Zusammensetzung des Werkstoffs und insbesondere der chemische und physikalische Zustand der kontaminierten Oberflächen, sowie andererseits der zu fordernde Dekontaminationsgrad (resp. maximal zulässige Rückstandsaktivität nach der Dekontamination) bestimmen das einzusetzende Dekontaminationsverfahren.

An eine Methode zur Probenahme zur Beschaffung dieser notwendigen Informationen müssen eine Reihe von Forderungen gestellt werden; die anzuwendende Methode muss

- einfach und sicher, nach Möglichkeit auch fernbedienbar (Strahlendosis!) sein,
- repräsentative Werte liefern,
- zerstörungsfrei sein (die Integrität des untersuchten Bauteils muss erhalten bleiben, damit der Weiterbetrieb möglich ist, resp. der sichere Einschluss erhalten bleibt.

Es bestehen viele Methoden zur Probenahme (z.B. Wischtest, Kratztest, Schabetest, Schleifen, Bohren, Heraustrennen, usw.). Diesen Methoden ist aber gemeinsam, dass sie eine oder mehrere der oben aufgestellten Forderungen verletzen. Im Laufe unserer F + E-Arbeiten auf dem Gebiet der Oberflächenschichten gelang es, eine Methode zu entwickeln, die die Anforderungen erfüllt. Diese Methode wird hier vorgestellt und die Leistungsfähigkeit anhand der erzielten Ergebnisse diskutiert. Allerdings können mit der elektrolytischen Probenahme nicht alle erforderlichen Informationen erhalten werden, so dass die bisherigen Methoden für ergänzende Untersuchungen herangezogen werden müssen. Insbesondere für die Planung von chemischen Dekontaminationen ist es nach wie vor unerlässlich, Teile der zu behandelnden Systeme für Untersuchungen zu entnehmen.

DIE ELEKTROLYTISCHE PROBENAHME

Das Prinzip der Entnahmetechnik besteht darin, dass die zu untersuchende Oberfläche mit einem Elektrolyten benetzt und unter Einwirkung von Gleichstrom aufgelöst wird. Dabei wird die Eindringtiefe (Materialabtrag) von der Fläche, vom Strom, von der Zeit und von der elektro-chemischen Stromausbeute kontrolliert. Die Stromausbeute selber ist u.a. abhängig vom Elektrolyten, vom Werkstoff und vom chemischen Zustand (metallisch oder oxidisch) der Oberfläche.

In Bild 1 wird ein Funktionsschema des verwendeten Probenahmegerätes (1) gezeigt. Dieses besteht im wesentlichen aus einem drehbaren Probenträger mit 4 verschieden grossen Kunststoffschwämmchen, die mit dem Elektrolyten getränkt sind. Zur Probenahme wird das Gerät fernbedient an die zu prüfenden Stelle geführt und dort fixiert. Nun wird der Schwamm mit dem grössten Durchmesser (in Bild 1 entspricht dies Schwamm 1) mittels eines Motors auf die Oberfläche abgesenkt, bis Spannung und Strom den hergestellten Kontakt signalisieren. Nach einer be-

stimmten Zeit, entsprechend der gewählten Eindringtiefe, wird der Strom ausgeschaltet. Durch Anheben und Drehen des Probenträgers und erneutes Absenken wird Schwamm 2 eingesetzt. Dieser Ablauf kann wiederholt werden, bis alle 4 Schwämmchen beladen sind. Um Störungen durch Randeffekte zu vermeiden, werden die verschieden grossen Schwämmchen so eingesetzt, dass ein treppenförmig abgesetzter Krater entsteht (in Bild 1 unten schematisch und stark überhöht dargestellt).

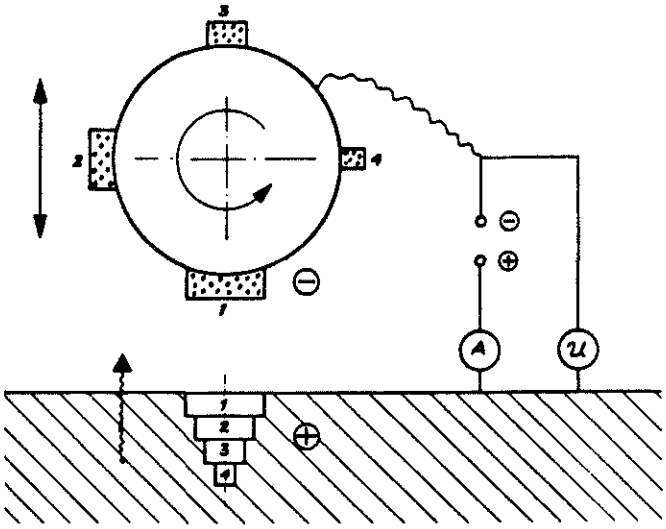


Bild 1

Schematische Darstellung des Probenahmegerätes und seiner Funktion

Konnte anfänglich nur ein Prototyp eingesetzt werden (2), so verfügen wir heute über eine Reihe von Geräten, die auch in Rohren ab ca. 16 mm Innendurchmesser Proben für Einzelmessungen und Profile entnehmen können, wobei neben dem hier ausführlich vorgestellten Karussellgerät mit Schwämmchen auch eine trägerlose Methode mit Elektrolytdurchfluss entwickelt ist. Nach der Probenahme hinterbleibt auf der geprüften Stelle ein meist glänzender Fleck von einigen cm^2 Fläche und einigen µm "Tiefe". Die Entnahmestelle kann gereinigt werden. Allerdings werden nur Elektrolyten eingesetzt, deren Rückstände für die Werkstoffe unbedenklich sind. Für Baustähle und für rostfreie Stähle verfügen wir sowohl für metallische als auch für oxidbedeckte Oberflächen über Elektrolyten mit

bekannten Eigenschaften (z.B. Stromausbeute), für andere Werkstoffe können geeignete Elektrolyten in Laborversuchen kurzfristig entwickelt werden.

UNTERSUCHUNGEN AN DEN PROBEN

Die einzelnen Proben (Schwämmchen bei der vorher beschriebenen Karussellmethode, Fraktion bei der trägerlosen Durchflussmethode) werden vor der weiteren Untersuchung aufbereitet. Dazu werden die Schwämmchen in einem Säuregemisch aufgelöst, wobei darauf zu achten ist, dass die verwendete Säure die folgenden radiochemischen Methoden nicht stört. Die so entstandenen Lösungen werden auf ein einheitliches Volumen gebracht, wobei zu Eichzwecken auch Blindproben (Elektrolyt, Schwämmchen, Säure) hergestellt werden. An diesen Lösungen werden ohne weitere Vorarbeiten folgende Untersuchungen vorgenommen:

- γ-Spektrometrie (GeLi-Detektor),
- chemische Analyse (Atomabsorption) auf die Legierungsbestandteile der untersuchten Werkstoffe, ev. andere interessierende Elemente.

Je nach Aufgabenstellung folgen weitere Analysen, z.B. α-Spektrometrie, β-Messungen, Spezialanalysen (H-3, Sr-90, Fe-55, Ni-63, usw.). Ueber diese Untersuchungen wird in dieser Tagung an anderer Stelle berichtet (3).

RESULTATE DER ELEKTROLYTISCHEN PROBENAHME

Typische Resultate sollen hier für Co-60 und Ag-110 aus den Probenahmen am Brennelementlagerbecken des NS "Otto Hahn" und für den Nachweis einer Materialverwechslung bei Rezirkulationspumpen eines PWR's gezeigt und diskutiert werden. Am Brennelementlagerbecken des NS "Otto Hahn" wurden

ca. 15 Probenserien mit ca. 40 auswertbaren Einzelschwämmchen genommen, wobei die Wand auf verschiedenen Koten und der Boden untersucht wurden. Typische Resultate kompletter Viererserien von Wand und Boden sind in Bild 2 dargestellt, und zwar für die beiden Hauptkontaminanten, die Aktivierungsprodukte Co-60 und Ag-110.

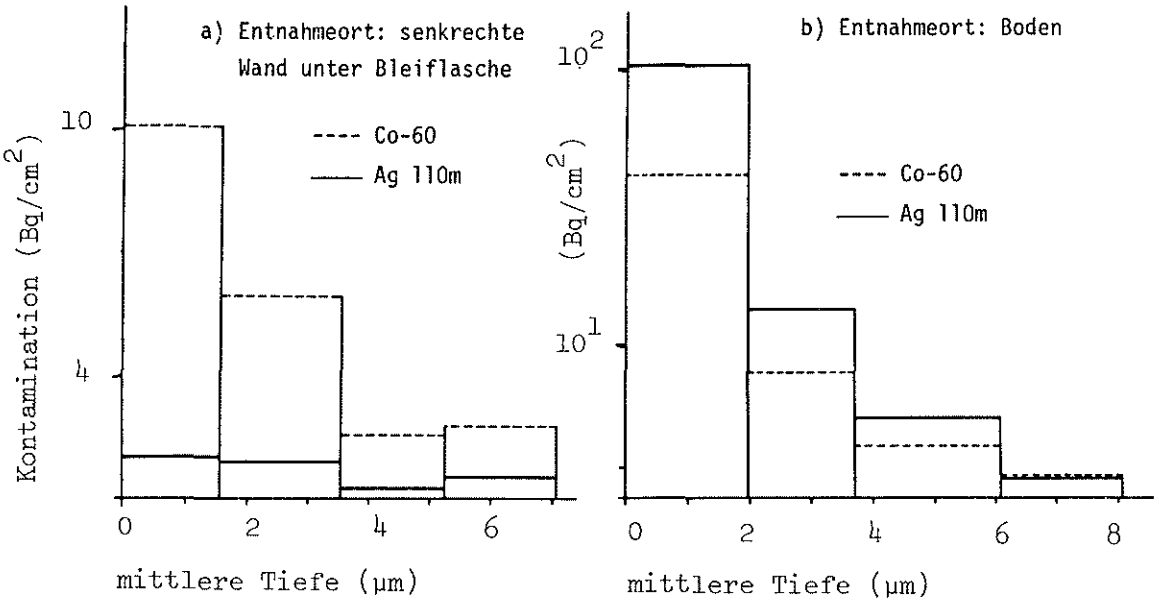


Bild 2 Aktivitätsprofile aus dem Brennelementlagerbecken des NS Otto Hahn, bestimmt vor der Dekontaminationsbehandlung.

Deutlich ist aus diesen Bildern zu sehen, dass, bedingt durch die Verhältnisse während des Betriebs des Bauteils, verschiedene Orte unterschiedliche Kontaminationen aufbauen. Am Boden liegt die Gesamtkontamination durch das Absinken von Schwebestoffen eine Grössenordnung über derjenigen der Wand, wobei am Boden höhere Kontamination durch Ag-110 als durch Co-60 festgestellt wurde, während an der Wand Co-60 überwiegt. Neben den hier aufgeführten Aktivierungsprodukten Co-60 und Ag-110 wurden in diesen und anderen Proben auch wechselnde Mengen anderer Aktivierungs- und auch Spaltprodukte, wie Cs-134, Cs-137, Sb-125,

Mn-54, Ce-144 ... gefunden, allerdings in verhältnismässig unbedeutenden Mengen. Die in Bild 2 angegebene "Tiefe" von einigen Mikrometern wurde aus den im Elektrolyten bestimmten Gehalten an den Legierungsbestandteilen des rostfreien Stahls Eisen, Chrom und Nickel errechnet. Dabei ist aber zu berücksichtigen, dass dies ein gemittelter "Abtrag" von einer Oberfläche bedeutet, deren Rauhigkeit die hier aufgeführten Beträge vermutlich übersteigt. Die durch Analyse erhaltenen Mengen an Eisen, Chrom und Nickel entsprachen sehr genau der Sollzusammensetzung eines rostfreien Stahls. Die Stromausbeute betrug 41 ± 12 µg (Fe + Cr + Ni) / Coulomb, was einer Stromausbeute von ca. 22 % entspricht.

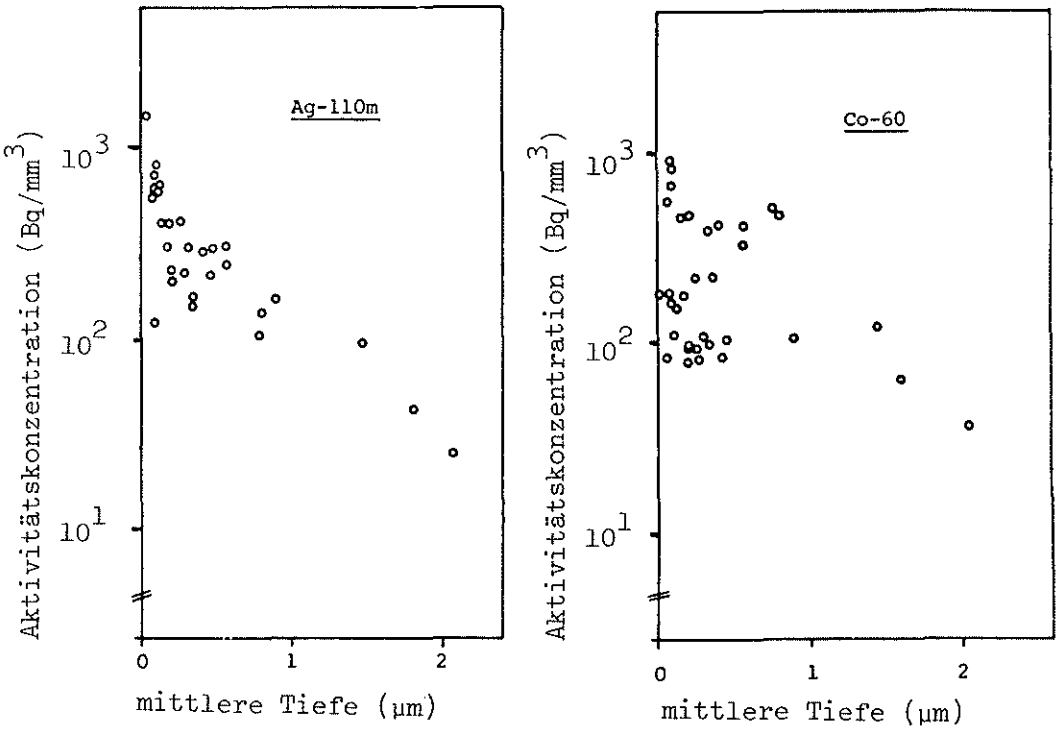


Bild 3 Konzentrationsprofile für Ag-110 und Co-60 aller im Brennelementlagerbecken entnommener Proben.

Aus den Konzentrationsprofilen wie Bild 3 lässt sich der für eine bestimmte maximale Rückstandsaktivität erforderliche Abtrag durch eine Dekontaminationsbehandlung abschätzen.

Tabelle 1 zeigt im Vergleich der aufgrund der Probenahmen an 15 Stellen im Brennelementlagerbecken abgeschätzten Gesamtkontamination des Beckens (Flächenextrapolation ca. 60 cm^2 auf 150 m^2, d.i. 1 : 25'000!) mit der bei der chemischen Dekontamination gefundenen Gesamtaktivität volle Uebereinstimmung und damit die Brauchbarkeit der Methode.

Tabelle 1 Brennelementlagerbecken NS "Otto Hahn". Vergleich der aufgrund der Probenahmen geschätzten und während der Dekontamination gemessenen Gesamtaktivität.

	erfasste Fläche (cm^2)	Gesamtaktivität (MBq)
Probenahme	∿ 60	56 ± 44
Dekontamination	1'500 '000	90

Ein Beispiel einer Anwendung der elektrolytischen Probenahmetechnik ausserhalb der Kontaminationsmessung zeigt Tabelle 2. Hier wurden die Abdeckbleche des Stators von Spaltrohrpumpen des Rezirkulationssystems eines Kernkraftwerks (PWR) analysiert. Durch auffälliges Korrosionsverhalten während des Betriebs lag Verdacht auf Materialverwechslung vor. Die Wandstärke von nur 0.2 mm schloss andere Probenahmetechniken aus. Durch die vorgenommenen Probenahmen und die anschliessenden Atomabsorptionsanalysen wurde zweifelsfrei nachgewiesen, dass das Statorblech von Pumpe 2 nicht aus dem spezifizierten Werkstoff HASTELLOY C bestand. Vergleichsuntersuchungen lassen die Verwendung von HASTELLOY B vermuten.

Tabelle 2 Resultate der Atomabsorptionsanalyse nach elektrolytischer Probenahme an den Statorabdeckblechen von Spaltrohrpumpen.

	Zusammensetzung in % (Ni+Cr+Fe+Mo = 100 %)			
	Ni	Cr	Fe	Mo
HASTELLOY C Sollanalyse	Rest	15.5 *	≤ 3.0	15.5 *
HASTELLOY C Standard elektrolyt. Probenahme	56 ± 1	14.0 ± 0.4	1.4 ± 0.4	29 ± 1 **
Pumpe 1	47 ± 5	13.9 ± 0.8	7.0 ± 0.3	31 ± 5 **
Pumpe 2	52 ± 3	1.7 ± 0.4	3.0 ± 1.2	43 ± 3 **
Pumpe 3	52 ± 1	13.6 ± 0.5	5.6 ± 0.2	29 ± 1 **
Pumpe 4	51 ± 2	12.5 ± 0.7	5.7 ± 0.4	31 ± 3 **

* Mittelwerte

** Mittelwerte aus 4 Einzelbestimmungen

Diese Methode ist ohne Vergleichsmaterial nicht ohne weiteres für die direkte Bestimmung der Zusammensetzung von Werkstoffen geeignet. Die Stromausbeute für jedes Legierungselement ist vom gewählten Elektrolyten abhängig, was z.B. in Tabelle 2 für den Molybdängehalt gilt, der beim gewählten Elektrolyten und diesem Werkstoff viel zu hoch ausfällt.

VERGLEICH DER ELEKTROLYTISCHEN PROBENAHME MIT ANDEREN TECHNIKEN

An verschiedenen Reaktorsystemen haben wir neben der elektrolytischen Probenahme noch eine ganze Reihe anderer Techniken (wie Kratztests, Wischtests, Schleifproben, Entnahme von Bauteilen mit anschliessender chemischer Dekontamination, usw.) zum Vergleich und für ergänzende Untersuchungen angewendet. Dabei zeigte es sich wiederholt, dass die elektrolytische Probenahme Werte über die Kontaminationsstärke liefert, die der wahren Kontamination (z.B. bestimmt durch chemische Dekontamination ausgebauter Bauteile) sehr nahe kommen, während Kratz- und Wischtests nur qualitative Werte der Kontamination liefern können. Diese Verhältnisse werden auch in Bild 4 für ein schwach kontaminiertes System (System 1) und ein stark kontaminiertes System (System 2) wiedergegeben.

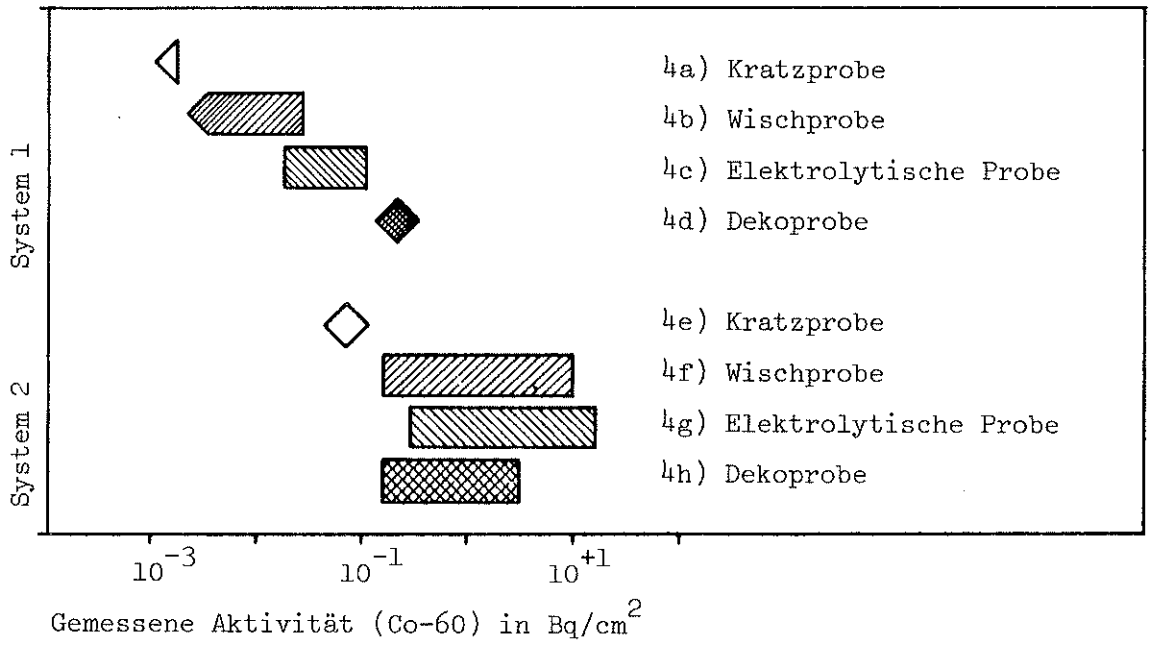


Bild 4 Vergleich der gemessenen Kontaminationsstärke nach verschiedenen Probenahmetechniken.

LITERATUR

/1/ HANULIK J.
Patentanmeldung 20.3.1980, CH 2184-80.

/2/ HANULIK J., SCHENKER E., ULLRICH G.
Die Bestimmung der Kontamination und Dekontamination des Brennelementbeckens des NS "Otto Hahn".
EIR-Bericht Nr. 432, Dez. 1981.

/3/ GOERLICH W., SCHENKER E., HANULIK J.
Die Quantitative Bestimmung von abgelagerten Aktivierungsprodukten, insbesondere von Fe-55 und Ni-63, in Reaktorkreisläufen.
Diese Tagung.

Die quantitative Bestimmung von Fe-55, Ni-59 und Ni-63 in Reaktorkomponenten

W. Görlich, E. Schenker, J. Hanulik
EIR Würenlingen/Schweiz

Zusammenfassung:

Bei der Auswertung von Proben aus Reaktorkreisläufen zur Bestimmung der Kontamination durch Spalt- und Aktivierungsprodukte sind die langlebigen γ-Strahler, wie z.B. Co-60 oder Cs-137, relativ leicht quantitativ zu bestimmen. Normalerweise sind in den Kreisläufen auch beträchtliche Mengen an Kontaminanten vorhanden, deren Analyse einen höheren Aufwand erfordert, wie z.B. der β-Strahler Ni-63 oder der K-Strahler Fe-55. Es wurden von uns Methoden zur Bestimmung von Ni-63 und Fe-55 entwickelt.

Resultate aus Kernkraftwerken und deren Vergleich mit Aktivierungsrechnungen beweisen die Eignung dieser Methoden.

Einleitung

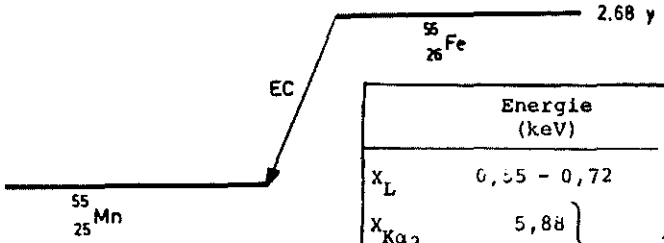
Dieser Beitrag befasst sich mit der Frage, wie die "exotischen" Radionuklide Fe-55, Ni-59 und Ni-63 routinemässig und möglichst einfach in Materialproben aus Kernanlagen bestimmt werden können.
Die quantitative Bestimmung dieser langlebigen Radionuklide ist in grösserem Umfang erforderlich,

- wenn Kernanlagen abgebrochen werden sollen und eine Aktivitätsinventarisierung druchgeführt werden muss,
- wenn Material aus Kernanlagen als inaktiv freigegeben werden soll.

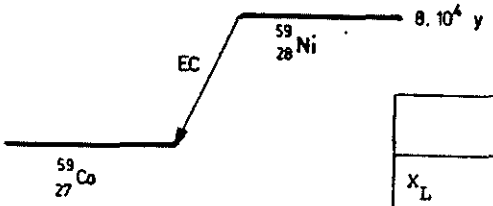
Wir standen vor der Aufgabe, unter grossem zeitlichen Druck in über einhundert Proben den Gehalt an Fe-55, Ni-59 und Ni-63 genau, empfindlich und billig bestimmen zu müssen. Die Hauptarbeit lag bei der Fe-55 Bestimmung im Stahl und im Guss von Reaktorkoponenten eines zum Abbruch vorgesehenen Kernkraftwerkes.

Erprobte Analysenverfahren für die Routine lagen in Würenlingen nicht vor. Sämtliche uns zugängliche Literatur zu diesem Thema bezog sich auf wissenschaftliche Untersuchungen, meistens auf radioökologische Projekte.
Uebereinstimmend wurden in der Literatur diese Analysen als besonders aufwendig bezeichnet [1,2,3].
Warum das so ist, zeigt ein Blick auf die Zerfallsdaten dieser Nuklide, [Abb. 1].
Fe-55 und Ni-59 zerfallen durch Elektroneneinfang zu angeregtem Mn-55 und Co-59; Ni-63 durch β-Zerfall zu Cu-63. Mn-55 und Co-59 gehen durch Abgabe niederenergetischer Röntgenstrahlung in den Grundzustand über [5,6,7]. Obwohl die Energien der Röntgenstrahlung sehr niedrig sind und die

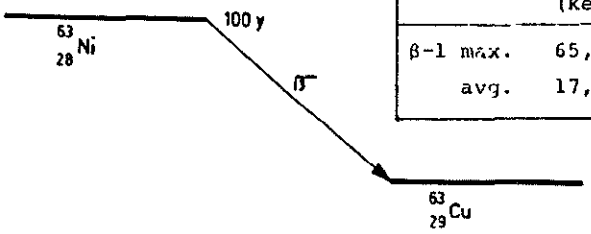
ABB. 1 Zerfallsschemen



	Energie (keV)		absolute Intensität %
X_L	0,65 - 0,72		0,43 ± 0,07
$X_{K\alpha_2}$	5,88	24,8	27,7 ± 2,0
$X_{K\alpha_1}$	5,89		
$X_{K\beta_1}$	6,49	2,9	
$X_{K\beta_2}$	6,53		



	Energie (keV)	Intensität %
X_L	0,78	0,47
$X_{K\alpha_2}$	6,91	10,0
$X_{K\alpha_1}$	6,93	19,8
$X_{K\beta}$	7,65	4,0



	Energie (keV)	Intensität %
β-1 max.	65,87	
avg.	17,13	100

Linien nahe beieinander liegen, bot sich die direkte röntgenspektrometrische Analyse des Probenmaterials ohne chemische Trennungen als schnellste und einfachste Methode an.

Direktmessung

Die gelösten, dann eingedampften Originalproben wurden mit einem planaren Reinstgermanium-Detektor, 1 mm dick 0,5 keV Auflösung bei 30 keV ausgemessen.

Eine reproduzierbare quanitative Auswertung der Spektren war nicht möglich, da sich die Röntgenlinien stärker als erwartet überlagerten. Ursache kann die Anregung des inaktiven Eisens der Probe durch die β-Strahlung des Co-60 zur Emission von Röntgenstrahlung bei 6,4 und 7,1 keV sein.

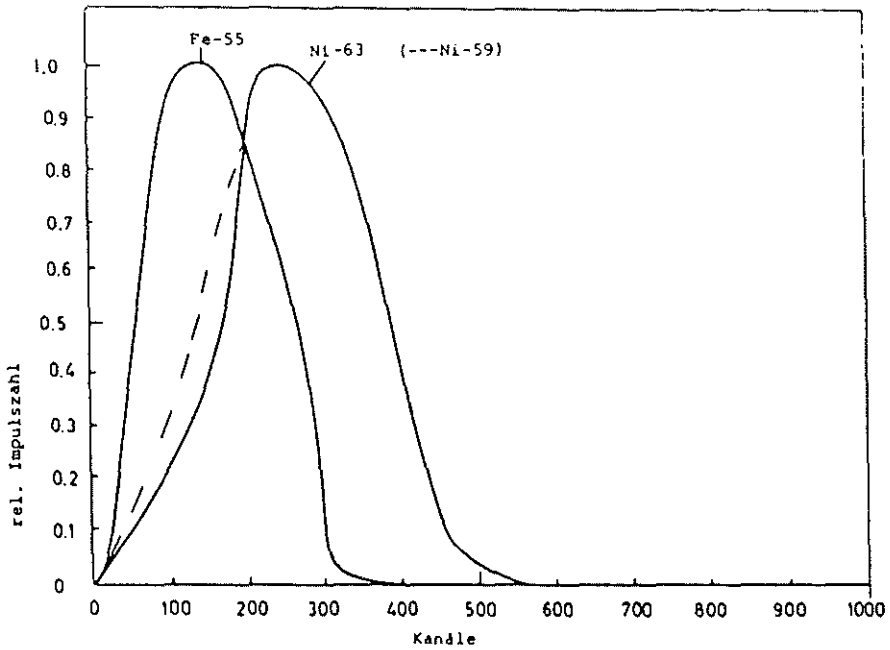
Zur Zeit wird noch geprüft, wie gut der Störanteil des Co-60 erfasst und in Abzug gebracht werden kann.

Flüssigszintillationsmessung ohne chemische Trennung

Nach der quantitativen, γ-spektrometrischen Bestimmung des Co-60 wurde dieselbe Probe im Flüssigszintillationszähler gemessen. Die Zählausbeuten des Co-60 und Fe-55 wurden durch interne Standardisierung ermittelt. Die sich nach Abzug des Co-60 Anteils ergebene Nettoimpulsrate wurde dem Fe-55, Ni-59 und Ni-63 gemeinsam zugeordnet, da sich die Bereiche überlagern [Abb.2].
Da die Nickelisotope in den von uns analysierten Proben eine viel schwächere Aktivität aufweisen (< 1%), handelt es sich um eine Fe-55 Bestimmung.

Die Reproduzierbarkeit des Verfahrens erwies sich als ungenügend, besonders bei niedrigen Aktivitäten, deren exakte Bestimmung für die Freigabe der Materialien wichtig ist. Als Ursache vermuten wir Instabilitäten der Szintillatorlösung

ABB. 2 Flüssigszintillationsspektren von Fe-55, Ni-59 und Ni-63



und die Oxidation von Fe^{2+} zu Fe^{3+} während der Messung. Das Verfahren kann unserer Meinung nach noch verbessert werden und ist besonders für Gesamt-X/β-Messungen gut geeignet. Damit könnte den Behörden die Abwesenheit weiterer unbekannter exotischer Radionuklide einfach bewiesen werden.

Trennungsgang

Da ein Trennungsgang nicht zu vermeiden war, wollten wir ihn mit dem geringsten chemischen und zeitlichen Aufwand durchführen. Das schliesslich angewandte Verfahren ist in [Abb. 3] schematisch dargestellt. Bei pH 4,5 - 5 wird das Co-60 nur unwesentlich vom $Fe(OH)_3$ mitgefällt [Abb. 4].

Der Zeitaufwand ist stark abhängig von dem Lösungsverhalten und der Aktivität der Probe, er liegt zwischen 3 und 10 Stunden für zwei Parallelbestimmungen. Die Nachweisgrenze

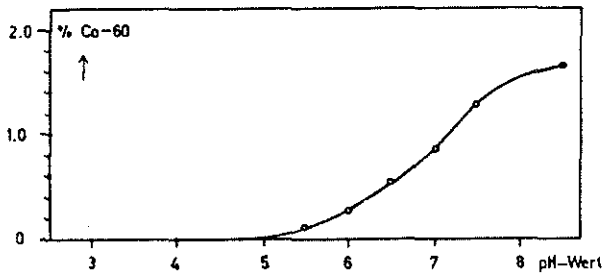
ABB. 3 Schematische Darstellung des Trennungsganges

TRENNUNGSGANG

gelöste Proben

Fe - 55	Ni - 59 Ni - 63
- Fällung des Fe^{3+} mit NH_4OH (pH : 4,5 - 5) als $Fe(OH)_3$ Ueberstehende Lösung →	
- γ-spektrometrische Reinheitskontrolle auf Co-60	- Fällung des Ni als Diacetylglyocim (Co-60 bleibt in Lösung)
- Reduktion des Fe^{3+} zu Fe^{2+} mit Ascorbinsäure	- Filtration, Zerstörung des Niederschlags mit HNO_3, eindampfen
- Flüssigszintmessung	- Flüssigszintmessung
- Interne Standardisierung	- Interne Standardisierung

ABB. 4 Mitfällung von Co-60 am Eisenhydroxid (in % der Co-60 Aktivität)



(3s) lässt sich mit ungefähr 20 pCi/Probe annehmen. Die Analysen wurden mit 500.-- sFr./Probe verrechnet, was eher als untere Grenze anzusehen ist. Das bedeutet, das die Zahl dieser Analysen bei der Aktivitätsbilanzierung abzubrechender KKW's oder bei Freigabeuntersuchungen, auf ein Mindestmass begrenzt werden müssen.

Aktivierungsrechnungen

Wir haben nun unsere Analysenergebnisse von Proben aus Kernkraftwerken mit Aktivierungsrechnungen verglichen um zu zeigen, dass unser Trennungsgang brauchbar ist und Aktivierungsrechnungen die Analysen weitgehend ersetzen können [Tab. 1].

In diesen Stahl- und Gussproben wurde der Co-60 Gehalt γ-spektrometrisch bestimmt und aus der korrigierten Aktivität der thermische Neutronenfluss berechnet. Anhand der bekannten Eisen- und Nickelgehalte des Materials konnte nun die zu erwartende Fe-55, Ni-59 und Ni-63 Aktivität berechnet werden. Die Richtigkeit der Neutronenflussberechnungen wurde zusätzlich γ-spektrometrisch über die Ba-133 Aktivität im Beton des biologischen Schildes überprüft.
Im Ringspalt [Abb. 5]stehen stehen sich, durch eine Luftschicht getrennt, Stahl und Beton gegenüber. Auf gleicher Höhe waren beide dem selben thermischen Neutronenfluss ausgesetzt. Wird der Neutronenfluss aus den Zwillingsproben in gleicher Höhe über die Co-60 Aktivität im Stahl und die Ba-133 Aktivität im Beton errechnet, so ergibt sich eine sehr gute Uebereinstimmung [Abb. 6].

In Tabelle 2 werden die gemessenen und berechneten Ni-63 Verhältnisse verglichen. Wir messen doppelt so viel Ni-63 wie zu erwarten war. Das Ni-59 ist im Ni-63-Wert enthalten, spielt aber nur eine untergeordnete Rolle. Ob hier ein systematischer Fehler vorliegt, ist noch nicht geklärt,

TAB. 1 Aktivierungsrechnungen für Fe-55, Ni-59 und Ni-63
Aktivitäten in Ci/g

Proben Nr.	Co-60 (gemessen)	t_0	errechnet: Φ	Fe-55 (t_0)	Ni-59 (t_0)	Ni-63 (t_0)
029	2.99 E- 8	7.93 E- 8	8.0 E+ 9	4.4 E- 6	7.1 E-12	4.1 E-10
030	4.38 E- 9	1.16 E- 8	1.2 E+ 9	6.4 E- 7	1.0 E-12	6.0 E-11
031	1.72 E- 9	4.56 E- 9	4.6 E+ 8	2.5 E- 7	4.1 E-13	2.4 E-11
032	7.50 E-10	1.99 E- 9	2.0 E+ 8	1.1 E- 7	1.8 E-13	1.0 E-11
061	4.42 E- 9	1.17 E- 8	1.2 E+ 9	6.5 E- 7	1.0 E-12	6.1 E-11
062	7.77 E- 8	2.06 E- 7	2.1 E+10	1.1 E- 5	1.8 E-11	1.1 E- 9
063	6.38 E- 7	1.69 E- 6	1.7 E+11	9.3 E- 5	1.0 E-10	6.1 E- 9
064	3.83 E- 6	1.02 E- 5	1.9 E+11	7.4 E- 5	1.7 E- 8	1.0 E- 6
130	1.80 E- 9	4.77 E- 9	4.8 E+ 8	2.6 E- 7	4.2 E-13	2.5 E-11
131	8.58 E-10	2.28 E- 9	2.3 E+ 8	1.3 E- 7	2.0 E-13	1.2 E-11
132	1.71 E- 9	4.53 E- 9	4.6 E+ 8	2.5 E- 7	4.0 E-13	2.4 E-11
133	3.71 E- 9	9.84 E- 9	9.9 E+ 8	5.4 E- 7	8.8 E-13	5.1 E-11
134	6.02 E- 8	1.60 E- 7	1.6 E+10	8.8 E- 6	1.4 E-11	8.3 E-10
135	8.28 E- 7	2.20 E- 6	2.2 E+11	1.2 E- 4	1.4 E-10	7.9 E- 9
136	3.64 E- 6	9.69 E- 6	1.8 E+11	7.0 E- 5	1.6 E- 8	1.0 E- 7
137	2.84 E- 9	7.53 E- 9	7.6 E+ 8	4.2 E- 7	6.7 E-13	3.9 E-11
138	3.25 E- 8	8.62 E- 8	8.7 E+ 9	4.8 E- 6	7.7 E-12	4.5 E-10
150	≤6 E-12	≤1.6 E-11	≤1.6 E+ 6	≤8.8 E-10		
151	≤7 E-12	≤1.9 E-11	≤1.9 E+ 6	≤1.0 E- 9		
157	3.23 E- 8	8.58 E- 8	8.6 E+ 9	2.4 E- 6	7.7 E-12	4.5 E-10
160	3.40 E- 9	9.00 E- 9	9.1 E+ 8	5.0 E- 7	8.0 E-13	4.7 E-11
180	7.49 E-10	1.99 E- 9	2.0 E+ 8	1.1 E- 7	1.8 E-13	1.0 E-11
181	1.09 E- 9	2.90 E- 9	2.9 E+ 8	1.6 E- 7	2.6 E-13	1.5 E-11
182	1.02 E- 9	2.70 E- 9	2.7 E+ 8	1.5 E- 7	2.4 E-13	1.4 E-11
183	1.14 E- 9	3.02 E- 9	3.0 E+ 8	1.7 E- 7	2.9 E-13	1.6 E-11
184	1.10 E- 9	2.91 E- 9	2.9 E+ 8	1.6 E- 7	2.6 E-13	1.5 E-11
185	1.26 E- 9	3.34 E- 9	3.4 E+ 8	1.8 E- 7	3.0 E-13	1.7 E-11
186	1.92 E- 9	5.10 E- 9	5.1 E+ 8	2.8 E- 7	4.6 E-13	2.6 E-11
187	2.24 E- 9	5.95 E- 9	6.0 E+ 8	3.3 E- 7	5.3 E-13	3.1 E-11
188	3.20 E- 9	8.47 E- 9	8.5 E+ 8	4.7 E- 7	7.6 E-13	4.4 E-11
189	4.26 E- 9	1.13 E- 8	1.1 E+ 9	6.3 E- 7	1.0 E-12	5.9 E-11

ABB. 5 Probenahme im Ringspalt

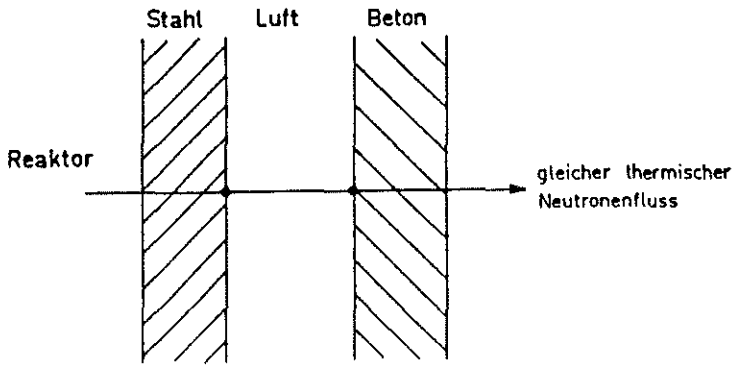
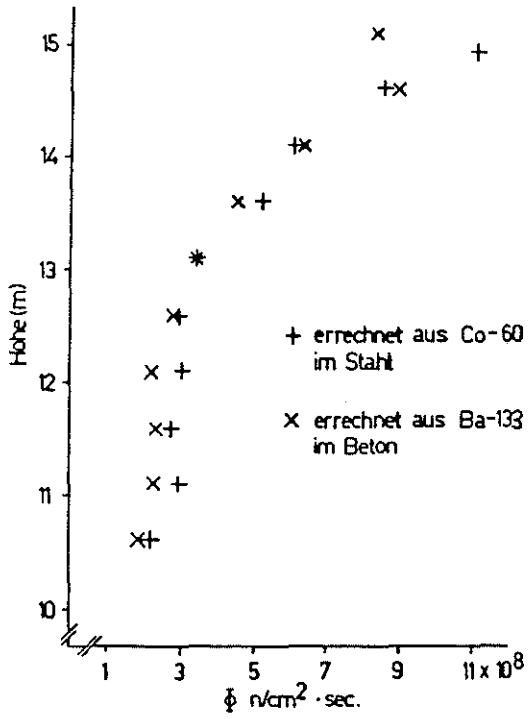


ABB. 6 Vergleich der Neutronenflussberechnungen aus der Co-60 Aktivität im Stahl und der Ba-133 Aktivität im Beton



TAB. 2 Resultate der Bestimmung von Co-60, Fe-55 und Ni-63

Resultate der Bestimmung von Co-60, Fe-55 und Ni-63.

Material/Stelle	Probe Nr.	gefunden: Co-60 µCi/g	Fe-55 µCi/g	Ni-63 µCi/g	Ni-63 berechnet/gemessen
Thermisches Schild (4. Blech)	063 135)	0.7	1.5	0.01	0.5
Moderatorbehälter	064 136)	3.7	10	1.9	0.5
Staub aus Dampferzeuger	157	0.032	0.4	0.001	0.4
Rohrstück aus Ringspalt	160	0.003	0.1	< 0.0005	> 0.1
TT 1	027	0.2	0.3	≤ 0.02	
QW 2	053	0.9	1.4	≤ 0.2	

wahrscheinlich ist ein Fe-55-Beitrag zur Nickelaktivität durch die nicht ganz vollständige Fällung des $Fe(OH)_3$. Die berechneten Fe-55 Werte stimmen mit den gemessenen weitgehend überein, wie aus Tab. 3 ersichtlich ist.

TAB. 3 Resultate der Fe-55 Rechnungen und Messungen

Fe-55/Co-60-Verhältnisse	Anzahl N	Fe-55 berechnet / gemessen	Fe-55 gemessen / Co-60 gemessen
gemittelt	20	1,1 ± 0,3	21 ± 5
errechnet			22

Schlussfolgerungen

Für die quantitative Bestimmung von Fe-55, Ni-59 und Ni-63 in Reaktorbaumaterialien kann ein verkürzter und vereinfachter Trennungsgang eingesetzt werden.

Da die Analysen trotzdem noch sehr teuer sind, sollten sie auf die kleinste vertretbare Anzahl beschränkt bleiben und weitgehend durch Berechnungen ersetzt werden.

Vergleiche von Neutronenflussberechnungen aus γ-Spektrometriedaten des Co-60 und Ba-133, sowie aus gemessenen Fe-55 Aktivitäten zeigten gute Uebereinstimmung.

Bei Freigabemessungen wird die Fe-55 Aktivität oft entscheidend für die Einstufung des Materials als Radioaktiver Abfall sein. Aus der Sicht des Strahlenschutzes ist das nicht gerechtfertigt.

LITERATUR

[1] R. Winkler 2. Anal. Chem. 276, 261 - 266 (1973)

[2] Kraftwerke Union Analysen-Vorschriften 81-0309/ 1978 von S. Fuchs

[3] Jaakola, T. Ann. Acaol. Sci. Fenn. Series A, II Chemica, Helsinki 1969

[4] D.C. Kocher, ORNL/NUREG/ TM-102, 1977

[5] LMRI, J. Legrand et al, Table de Radionucleides Vol 2, 1975

[6] C.M. Lederer, Table of Isotopes, 6. Ed. 1967

Die Strahlenschutzproblematik bei Reparaturen an Primärkreiskomponenten eines HTR am Beispiel des AVR

J. Wahl
AVR Jülich

Zusammenfassung:

Der AVR-Reaktor besitzt ein graphitmoderiertes, heliumgekühltes Core mit ca. 100.000 Brennelementen.
Stetige Ablagerung von Graphitstaub aus dem Kühlgas, der durch Abrieb von der Brennelementoberfläche entsteht, ist die wesentliche Quelle für die Kontamination der dem Kühlgas ausgesetzten Flächen. Nach ca. 93.000 Betriebsstunden beträgt die von Graphitstaub verursachte Oberflächendosisleistung heute im Mittel für γ-Strahlung 0,5 rem/h, für β^--Strahlung 60 rem/h.

Mit wenigen Ausnahmen werden die Anlagenteile noch am Ausbauort zur Strahlungsabschirmung und Bindung der Stäube für den Transport in den Dekontaminationsraum in Wasser getaucht.
Nach einer Vordekontamination erfolgt das Zerlegen des Anlagenteils zum Schutz vor der β^--Strahlung unter Wasser. Die nachfolgenden Kontaminationsschritte führen zu einer Oberflächendosisleistung unter 20 mrem/h für γ-Strahlung und 2 rem/h für β^--Strahlung, ohne Anzeichen eines Angriffs des Oberflächenmaterials. Die bei der Handhabung eines Anlagenteils vom Ausbau bis zum Wiedereinbau applizierte Personendosis beträgt max. für den Ganzkörper 0,4 manrem, für die Hände 2,5 manrem.

Neben der vom haftenden Graphitstaub ausgehenden Strahlung muß bei allen Arbeiten an Primärkreiskomponenten die Kontamination der Raumluft und der Umgebung durch aufgewirbelten Staub berücksichtigt werden. Zur Vermeidung von Kontaminationen und Inkorporation ist das Tragen spezieller Schutanzüge mit Fremdbelüftung erforderlich. Eine zusätzliche Raumluftfilterung am Arbeitsort verhindert eine größere Ausbreitung des Staubes.

Die am AVR gewonnenen Erfahrungen lassen sich auf den THTR übertragen. Allerdings wird die dort auftretende spezifische Kontamination des Primärkreises um mindestens 3 Größenordnungen unter der beim AVR liegen, was mit dem Charakter des AVR als Testreaktor für Brennelemente zusammenhängt.

Das graphitmoderierte Core des AVR ist mit ca. 100.000 kugelförmigen Brennelementen beladen, die ständig während des Betriebes umgewälzt oder nach Erreichen des Abbrandzieles entnommen werden. Zwei Gebläse fördern Helium als Kühlgas durch das Core, wobei es sich am Coreeintritt von 265°C je nach Fahrweise auf Werte der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur am Coreaustritt zwischen 800°C und 950°C erhitzt. Unmittelbar nach Coreaustritt wird das Kühlgas über die Dampferzeugeroberfläche auf eine Temperatur von ca. 160°C abgekühlt. Die Reaktorleistung beträgt 46 MW.
Die Kühlgasaktivitätskonzentration von $3{,}7 \cdot 10^2$ Bq/m^3 für die metallischen radioaktiven Isotope scheint zunächst wenig bedeutsam. Da sie sich jedoch auf den dem Kühlgas ausgesetzten Oberflächen niederschlagen, wird nur ein kleiner Prozentsatz dieser Aktivität von der im Bypaß durchfahrenen Gasreinigungsanlage erfaßt (die Funktion der Gasreinigungsanlage ist im wesentlichen auf die Reinigung des Kühlgases von gasförmigen Aktivitäten und chemischen Verunreinigungen beschränkt).

Entstehung und Verteilung der festen Aktivitäten im Primärkreis

Die an die Oberfläche eines Brennelementes diffundierten festen Spalt- und Aktivierungsprodukte treten entweder dampfförmig oder an Graphitstaub gebunden durch Abrieb in das Kühlgas über. Während die dampfförmige Aktivitätsform ausschließlich in den heißen Corezonen entsteht und nur in Bereichen strömenden Kühlgases auftritt, sind Ursprung und Auftreten der staubgebundenen Aktivitäten der gesamte Primärkreis. Die Ursachen für die Entstehung der staubgebundenen Aktivitäten sind:

1. Abrieb der BE-Oberfläche beim Wandern der BE im Core und Kugelabzugsrohr

2. Besondere Belastung und damit erhöhter Staubanfall im Bereich der Beschickungsanlage.
3. Korrosion der BE-Oberfläche im Core durch erhöhte chemische Kühlgasverunreinigungen.

Die gesamte dem Kühlgas ausgesetzte Primärkreisoberfläche kann als ein Filter für beide Aktivitätsformen angesehen werden. In welchem Maße sie sich ablagern, hängt von den Bedingungen bezüglich Temperatur und Strömungszustand in den verschiedenen Kühlgasbereichen ab. Im Core und im Bereich des Dampferzeugers, dem Heißgasbereich (in Abb. 1 rot gezeichnet), überwiegt bei den Cäsium- und Silberisotopen die dampfförmige Aktivitätsform. Bei Nukliden mit geringerem Dampfdruck wie Sr 90 und Co60 treten beide Aktivitätsformen in derselben Größenordnung auf.
Den Bereich des Kühlgases zwischen Dampferzeuger und Coreeintritt nennt man den Kaltgasbereich. Im strömenden Kaltgas, siehe Abbildung 1, kommen bei Temperaturen um etwa 260°C beide Aktivivätsformen vor. Wegen der guten Rückhaltefähigkeit der Dampferzeugeroberfläche bezüglich der dampfförmigen Aktivitäten liegt ihre Konzentration um mehr als eine Größenordnung unter der im Heißgas. Im stehenden Kaltgas, wie in den Bereichen der Abschaltstäbe, der Beschickungsanlage, aber auch in den kühlgasführenden Rohrleitungen und Kompressoren tritt ausschließlich die staubgebundene Aktivitätsform auf.

Die Kontamination des Primärkreises

Im Laufe der Betriebszeit (293.700 h) änderte sich der Kontaminationszustand des Primärkreises erheblich. Dies war nicht unmittelbar eine Konsequenz der Erhöhung der Kühlgasaustrittstemperatur von 850°C auf 950°C, sondern in erster Linie das Versagen einiger Brennelementtypen und einer Brennelementcharge in den Jahren 75/76 (THTR-Brennelemente blieben intakt).

Durch gezielte Entnahme der für den Kontaminationsanstieg verantwortlichen Brennelemente konnte inzwischen jedoch die Freisetzungsrate so reduziert werden, daß die Kontamination des Primärkreises sich nicht weiter erhöht und die Zerfallsrate die Neuentstehungsrate überwiegt. Nach den Erfahrungen bei der Reparatur eines Kühlgasgebläses im Jahr 1979 (1) haben sich heute rechnerisch die aus Tabelle 1 zu ersehenden spezifischen Kontaminationswerte im strömenden Kaltgas eingestellt.

Tabelle 1 Kontamination im strömenden Kaltgas

Nuklide	staubgebundene Aktivität Bq/cm^2	(µCi/cm^2)	nicht staubgebundene Aktivität Bq/cm^2	(µCi/cm^2)
Co 60	$1{,}0\cdot10^3$	(0,027)	$2{,}6\cdot10^2$	(0,007)
Zn 65	$5{,}0\cdot10^2$	(0,014)	$1{,}5\cdot10^4$	(0,4)
Sr 90	$5{,}0\cdot10^5$	(13,5)	$7{,}0\cdot10^4$	(1,9)
Ag110m	$5{,}0\cdot10^2$	(0,013)	$1{,}9\cdot10^4$	(0,51)
CS 134	$1{,}0\cdot10^4$	(0,27)	$1{,}7\cdot10^5$	(4,6)
CS 137	$3{,}5\cdot10^4$	(0,95)	$4{,}1\cdot10^5$	(11,1)
Eu 154	$3{,}0\cdot10^3$	(0,08)	$3\cdot10^2$	(0,008)
Eu 155	$2{,}0\cdot10^3$	(0,054)	$2\cdot10^2$	(0,005)

Für die Dampferzeugeroberfläche, die bisher direkten Messungen noch nicht zugänglich war, werden ca. 10-fach höhere Werte als im strömenden Kaltgas abgeschätzt.

Der für den betrieblichen Strahlenschutz bedeutendste Kühlgasbereich ist jedoch, wenn man von der Reparatur des Kühlgasgebläses absieht, der Bereich des stehenden Kaltgases und hier fast ausschließlich die Beschickungsanlage. Da im stehenden Kaltgas nur Graphitstaub zur Kontamination beiträgt, sind die maßgebenden Größen, die die Oberflächendosisleistung einer Komponenten bestimmen, die spezifische Graphitstaubaktivität und die abgelagerte Staubmenge.
Die spezifische Aktivität des Staubes ist wie die Freisetzung dampfförmiger Aktivitäten eine Funktion der mittleren Kühlgasaustrittstemperatur und des Freisetzungsverhaltens der eingesetzten Brennelemente. Aus Abb. 2 geht der zeitliche Verlauf der spezifischen Staubaktivität hervor, dem der zeitliche Kontaminationsverlauf des Primärkreises weitgehend entspricht.

Die abgelagerte Staubmenge, als zweite für die Kontamination entscheidende Größe, ist erheblichen Schwankungen unterworfen und abhängig von der Beladungskapazität einer vorgegebenen Fläche. Daher können an Komponenten der Beschikkungsanlage bei gleicher spezifischer Staubaktivität Oberflächendosisleistungswerte zwischen 3 mGy/h und max. 30 mGy/h für γ-Strahlung sowie 0,3 Gy/h und max. 3 Gy/h für β^--Strahlung auftreten.

Ausbau einer Primärkreiskomponente

Der Strahlenschutz muß sich bei der Reparatur eines Anlagenteils mit zwei Hauptproblemen auseinandersetzen: die vom kontaminierten Teil ausgehende Strahlung sowie die Kontamination der Raumluft durch aufgewirbelten Graphitstaub. Damit vom Staub keine Gefährdung des übrigen im Schutzbehälter sich aufhaltenden Personals ausgeht und um eine Kontamination der Schutzbehältereinrichtungen zu vermeiden, ist der Bau eines Schutzzeltes um den Ausbauort notwendig. Besondere Erfordernisse an seine Dichtheit werden nicht gestellt, da ein Gebläse einen ständigen Unterdruck garantiert. Die abgesaugte Luft wird über ein Mikronfilter gereinigt in die Raumluft des Schutzbehälters geleitet. Trotz dieser Raumluftfilterung müssen die Arbeitseinsätze spätestens beim Herausnehmen des Anlagenteils unter Atemschutz und einer speziellen Schutzbekleidung durchgeführt werden. Der Grund für die Schutzmaßnahmen liegt allein in der Inkorporations- und Kontaminationsgefahr durch die Aerosolaktivitäten. Obwohl Edelgase und Radiojod überhaupt nicht, Tritium nur in Ausnahmefällen zur Raumluftaktivität beitragen, wird wegen der leichteren Arbeitsbedingungen unter Fremdbelüftung und nicht mit Atemschutzmaske gearbeitet.
Besonders der hohe β^--Strahlungsanteil durch die Sr 90-Kontamination des Graphitstaubes erfordert bei der Handhabung von Primärkreiskomponenten das Tragen von Thermo-

luminiszensdosimetern an den Händen und an anderen möglicherweise höher belasteten Körperteilen und als Augenschutz das Tragen von speziellen Brillen.

In Abb. 3 ist repräsentativ für die Bauteile der Beschikkungsanlage, die ohne Abschirmglocke ausgebaut werden, der sogenannte Höhenförderer dargestellt, dessen Funktion darin besteht, die Brennelemente, nachdem sie das Core verlassen haben und einer Abbrandmessung unterworfen wurden, in das Core zurück oder in die Entnahmestrecke zu transportieren. Da nur das Förderrad dem Kühlgas ausgesetzt und kontaminiert ist, ergibt eine Dosisleistungsmessung am Lagerstopfen eine erste Abschätzung der Strahlungsverhältnisse am Förderrad. Die große abschirmende Wirkung des Lagerstopfens hat stets ausgereicht, Primärkreisteile wie das Höhenförderrad, den Vereinzelner und Kugelventile ohne weitere Abschirmmaßnahmen auszubauen. Unmittelbar nachdem das Anlagenteil aus dem Gehäuse gezogen worden ist, wird es zur Strahlungsabschirmung und zur Bindung des Graphitstaubes in ein am Arbeitsort bereitgestelltes "Wasserbad" abgelegt.
Die Einsatzdauer vor Ort für den Ausbauvorgang liegt, wenn keine Komplikationen auftreten, bei ca. 4 Stunden in 2 Einsätzen, für den Ausbau von Kugelventilen sogar nur bei 2 Stunden in einem Einsatz. Die kollektiven Dosen beim Ausbau (5 Personen pro Einsatz) betragen für den Ganzkörper max. 2 mSv, für die Haut max. 3 mSv und für die Hände max. 5 mSv.

Gewisse Anlagenteile, wie die Kühlgasgebläse, der Verweniger, die Bruchkanne oder Abschaltstabantriebe (siehe Abb.1), können nicht auf eine so einfache Weise, sondern nur mit sehr schweren Glocken ausgebaut werden. Die Handhabung dieser Ausbauvorrichtungen ist kompliziert und mit einem großen Zeitaufwand verbunden; so benötigt man für den Ausbau eines Kühlgasgebläses ca. 1 - 2 Wochen. Der Zeitaufwand würde sich noch beträchtlich erhöhen, wenn man atemschutzfreies

Arbeiten voraussetzen würde; denn dies wäre nur möglich, wenn nach jedem Ausbauschritt von Anlagenteilen wie Sperrgas-1-Teil oder Drehdurchführung (siehe Abb. 3) das Ausbauwerkzeug gereinigt werden würde. Alle diese Bauteile sind mehr oder weniger stark kontaminiert und übertragen ihre Kontamination auf das Ausbauwerkzeug. Beim Ausbau der Primärkreiskomponente muß in jedem Fall Atemschutz getragen werden, was einerseits mit der Möglichkeit von Störungen bei allen Arbeiten an kühlgasführenden Komponenten und Rohrleitungen zu sehen ist. Handhabungsfehler oder Mängel am Ausbauwerkzeug können zu kleinen Leckagen führen, die örtlich sehr verschieden hohe Staubkonzentrationen erzeugen, so daß mit der Raumluftüberwachung nicht ausreichend sicher einer Inkorporation vorgebeugt werden kann. Andererseits besteht auch eine Notwendigkeit für das Tragen von Atemschutz, da nach Aufnahme der Primärkreiskomponente in der Ausbauglocke und nach dem Abflanschen vom "Schieber", der die Ausbauöffnung dann verschlossen hält, nicht zu verhindern ist, daß von der Primärkreiskomponente übertragene Kontaminationen von den offenliegenden Flächen in die Raumluft gelangen.

Dekontamination einer Primärkreiskomponente

Die im "Wasserbad" befindliche Komponente wird vor Ort oder aber im Dekontaminationsraum weiter bearbeitet. Dabei wird das Wasser gegen eine entfettende anorganische Lösung ausgetauscht, so daß nach etwa 1 Stunde der locker haftende Graphitstaub abgelöst ist. Diesem ersten Dekontaminationsschritt folgt ein zweiter mit der gleichen Lösung von etwa 3 Stunden Dauer. Im allgemeinen wird nach der "Entfettung" bereits ein Dekontaminationsfaktor 10 bis 100 je nach Staubbelegungsgrad und Strahlungsart erreicht. Die γ-Dosisleistung hat sich dann auf einen Wert zwischen 0,5 und 1 mGy/h, die β^--Dosisleistung auf ca. 50 mGy/h gesenkt.

Zur weiteren Dosisleistungssenkung wird die Komponente max. 20 Minuten in einer sauren organischen Lösung gehalten. Die Oberflächendosisleistung liegt nach diesem Schritt unterhalb 0,2 mGy/h für γ-Strahlung und unter 2 mGy/h für β^--Strahlung.
Im Anschluß an die Dekontamination der Komponente als Ganzes wird sie zum Schutz der Hände vor der β^--Strahlung unter Wasser zerlegt, die besonders an den Stellen auftritt, die den Deko-Lösungen noch nicht ausreichend ausgesetzt waren, oder die in Hohlräumen aus Gründen der Geometrie erhöhte Werte erreicht. Nach dem Zerlegen werden die Einzelteile nochmals dem oben beschriebenen Dekontaminationsverfahren unterworfen, das durch eine Behandlung im Ultra-Schallbad beschleunigt werden kann.

Da manche Primärkreiskomponenten schon oft ausgebaut und dekontaminiert worden sind (s. Tabelle 2) und dies auch in Zukunft nötig sein wird, darf die Dekontamination nur äußerst vorsichtig durchgeführt werden. Tatsächlich zeigen die Anlagenteile auch nach häufiger Dekontamination keine Anzeichen eines Angriffs ihrer Oberfläche, gleichgültig ob sie aus ferritischem oder austhenitischem Stahl oder aus Guß bestehen. Teile aus Guß, wie z.B. die Kompressoren, sind wegen ihrer Porigkeit etwas schwieriger zu dekontaminieren. Auch wurde nie eine verstärkte Rekontamination von dekontaminierten Anlagenteilen beobachtet.

Selbstverständlich ist die Dekontamination von Anlagenteilen des strömenden Kaltgases, wie die Kühlgasgebläse, aufwendiger als von Komponenten im stehenden Kaltgas. Wie oben beschrieben, kommen im strömenden Kaltgas zur staubgebundenen Kontamination die dampfförmig sich ablagernden Aktivitäten hinzu, die im Material eindiffundiert vorliegen. Da ihre Eindringtiefe höchstens nur 1 μm beträgt, bestehen auch bei der Dekontamination der Kühlgasgebläse keine besonderen Schwierigkeiten.

Bei ihrem Herausziehen aus dem Gehäuse führt der von der Oberfläche der Primärkreiskomponente aufgewirbelte Staub zu einer Kontamination des Gehäuses. Vor dem Wiedereinbau müssen daher alle Bauteile und das Gehäuse von lose haftenden Kontaminationen gereinigt werden. Danach kann der Wiedereinbau auch ohne Atemschutz erfolgen.

Schlußfolgerung:

Ohne Berücksichtigung der Reparaturzeit sind alle Primärkreiskomponenten, die ohne Ausbauglocke handhabbar sind, innerhalb von 3 bis 4 Tagen auszubauen, zu dekontaminieren und wiedereinzubauen. Eine Dosisbelastung des Personals ergibt sich hauptsächlich im Laufe der Dekontamination. Vom Ausbau bis zum Wiedereinbau, einschließlich Reparatur, beträgt die Kollektivdosis max. 4 mSv für den Ganzkörper und 25 mSv für die Hände. Im Fall der Kompressoren kann der Wert für die Hände deutlich darüber liegen, da die inneren Kammern relativ schwer dekontaminierbar und aus Geometriegründen der β^--Dosisanteil besonders groß wird.

Nach dem Entstehen der hohen Staubkontamination in den Jahren 1975/76 wurden zwar erheblich umfangreichere Strahlenschutzmaßnahmen - vor allen Dingen im Atemschutz - erforderlich, es sind jedoch keine prinzipiellen Probleme dabei aufgetreten, wie zahlreiche (siehe Tabelle 2) und heute zur Routine gewordenen Arbeiten an Primärkreiskomponenten gezeigt haben. Dem Einfluß der erhöhten Kontamination auf die Personendosisbelastung konnte durch ein sehr schnell wirkendes und effektives Dekontami-

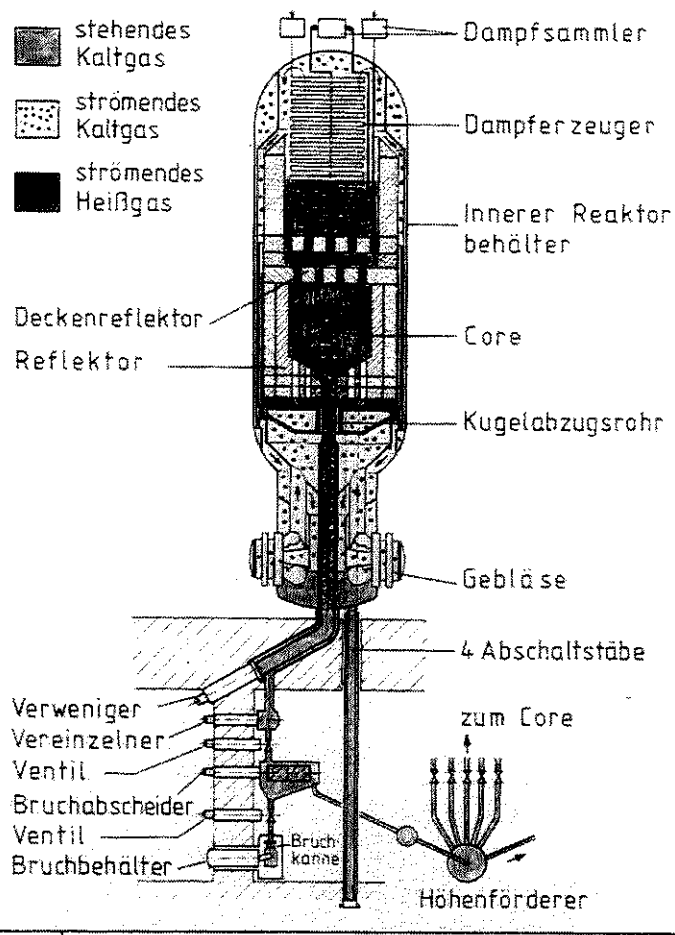
Tabelle 2 Anzahl der Ausbauvorgänge von Primärkreiskomponenten in den Jahren 1980 - 1983

	1980	1981	1982	1983
Höhenförderer	1	2	1	-
Vereinzelner	1	1	1	-
Kugelventile (Beschickung)	1	6	5	1
Bruchkanne	1	2	1	1
Bruchabscheider	-	-	1	1
Abschaltstabantrieb	8	-	-	-

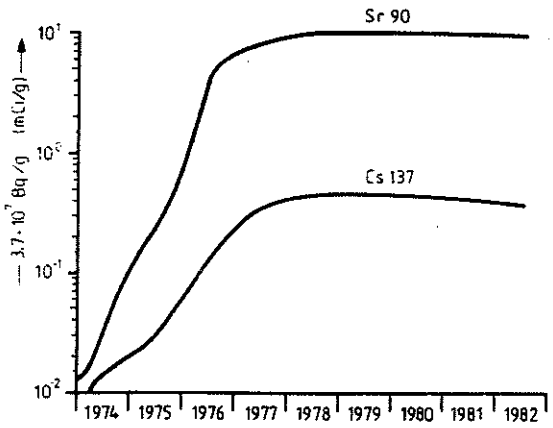
nationsverfahren begegnet werden. Der Mittelwert der kollektiven Personendosisbelastung der Jahre 1980 bis 1983 liegt sogar etwas niedriger als in den früheren Jahren und ist mit 518 mSv im Jahr 1982 nur 15 % höher als im Jahr 1973, dem günstigsten Jahr bezüglich der Personendosisbelastung vor dem sprunghaften Ansteig der Staubaktivität. Die hohe Staubkontamination und insbesondere die hohe Radiotoxizität von Sr 90 erfordern eine sehr empfindliche Überwachung der Raumluft und bei Arbeiten an Primärkreiskomponenten, schon als vorbeugende Maßnahme, das Tragen von Atemschutz. Dadurch werden Inkorporationen vollkommen vermieden.

Für die Übertragung der AVR-Erfahrungen auf den zukünftigen THTR-Betrieb müssen einige spezifische Eigenschaften des AVR-Betriebes herausgefiltert werden. Als wichtigste ist der Charakter des AVR als Testreaktor für eine große Zahl verschiedener Brennelementtypen und deren Einfluß auf den Kontaminationszustand des AVR-Primärkreises zu nennen. Man kann nach den Erfahrungen mit THTR-Brennelementen im AVR-Core heute mit Sicherheit sagen, daß Isotopen wie Sr 90, Eu 154/155 beim Betrieb des THTR keinerlei Bedeutung zukommen wird. Die Kontaminationswerte für Sr 90, Eu 154/155 dürften um ca. 4 Größenordnungen, für Cs 134/137 um mindestens 2 Größenordnungen niedriger liegen als beim AVR, ohne die im Verhältnis zum AVR weit geringere Kühlgasaustrittstemperatur zu berücksichtigen.

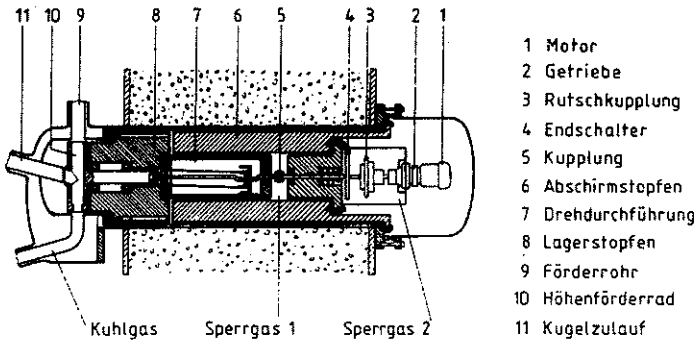
(1) Plate-Out-Messungen und Dekontaminationsarbeiten
an Bauteilen des Reaktors AVR in Jülich
EIR-Bericht Nr. 384
J. Hanulik, G. Ivens, K. Krüger, I. Reimer, E. Schenker
H. Schmied, J. Wahl / Würenlingen, Januar 1980



AVR	Das Primär - System des AVR - Reaktors	Bild 1



AVR	Die spezifische Sr 90 - und Cs 137 - Aktivität von im Primärkreis abgelagerten Graphitstaub als Funktion der Zeit	Bild 2



AVR	AVR-Primärkreis - Komponente Brennelement - Fördereinrichtung	Bild 3

UMRÜSTMASSNAHMEN IN KERNKRAFTWERKEN

Vorsitzender: A. Spang

Kontamination und Dekontamination beim Austausch von Rohrleitungen im Kernkraftwerk Würgassen

D. Brandt
Preussische Elektrizitäts AG Beverungen

E. Voelz
Preussische Elektrizitäts AG Hannover

Zusammenfassung:

Um das Kernkraftwerk Würgassen den heutigen Genehmigungsanforderungen anzupassen werden seit Juni 1982 unter anderem die alten Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb und teilweise außerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters (DAS) ausgetauscht. Diese Rohrleitungen werden von aktivitätsführenden Medien durchströmt, aus denen sich radioaktive Stoffe an den Innenflächen der Leitungen abgesetzt haben. Dadurch herrschte außerhalb der Leitungen eine bedeutende Ortsdosisleistung, die vor dem Austausch soweit wie möglich gemessen oder abgeschätz werden mußte. Die daraus abgeleiteten Maßnahmen zum radiologischen Arbeitsschutz sowie zur Reduzierung der Ortsdosisleistung an den Arbeitsplätzen werden hier beschrieben.

Abstract:

Since June of 1982 the nuclear power station Würgassen has been out of operation for exchanging pipes within the containment. These pipes are flowed through by materials carrying radioactivity - mainly cobalt-60 - that has deposited on the inside-surface. The resulting radiation exposure outside the pipes at the working places had to be minimized by decontaminating the pipes and by taking other measures against the radiation.

ENTSTEHUNG DER KONTAMINATION

Bei der Kontamination der Frischdampfleitungen (FD-Leitungen) herrscht das Nuklid Kobalt-60 vor, das durch eine n, γ-Reaktion des inaktiven Kobalt-59 aktiviert wird. Es gelangt im wesentlichen durch zwei Vorgänge in den Primärkreislauf:

1. Im Reaktorkern, vor allem auf den Brennelementen, lagern sich inaktive Korrosionsprodukte aus den Chrom-Nickel-Stählen und den Stelliten ab. Durch die Aktivierung des darin eingebauten Kobalt-59 wird Kobalt-60 gebildet.
2. Im Konstruktionsmaterial des Reaktorkerns, das Spuren von Kobalt-59 als Verunreinigung enthält, entsteht ebenfalls Kobalt-60. Es wird durch Korrosion an der Werkstoffoberfläche in das Kühlmittel freigesetzt.

Beide Korrosionsprodukte werden - abhängig von der Betriebsweise des Reaktors insbesondere vor Abschaltungen - in die FD-Leitungen getragen und lagern sich hier an.

KONTAMINATION IN DEN FRISCHDAMPFLEITUNGEN

In den etwa 10 Betriebsjahren des KW Würgassen kam es anfänglich zu einer geringen, nahezu gleichbleibenden Kontamination der FD-Leitungen. Die Ortsdosisleistung an der Oberfläche der Leitungen schwankte in den Jahren 1973 bis Mitte 1978 zwischen 0,05 und 0,15 mSv/h (5 bis 15 mrem/h). Erst zum Ende des Jahres 1978 stieg die Ortsdosisleistung dort bis zu 3,5 mSv/h (350 mrem/h) an, siehe Abb. 1; das entsprach einer Kontamination an der Innenfläche von etwa 10^5 Bq/cm² ($2{,}7 \cdot 10^{-6}$ Ci/cm²). Ausgelöst wurde dieser schnelle Anstieg wahrscheinlich durch den Reaktorbetrieb ohne Dampftrockner ab Anfang 1978. Zu Beginn der Revision im Jahre 1979 wurden die FD-Leitungen erstmalig dekontaminiert. Hierdurch konnte die Dosisleistung an der Oberfläche durchschnittlich auf ein Drittel reduziert werden. Hingenommen werden mußte dabei eine Aufrauhung der Innenfläche, so daß sich nach Wiederinbetriebnahme schnell eine zusätzliche Kontamination aufbaute.

Die Dosisleistung an der Oberfläche betrug jetzt ca. 4,0 mSv/h und veränderte sich von 1980 bis 1982 nur noch unwesentlich.

DEKONTAMINATION

Vor dem Rohrleitungsaustausch wurden die Frischdampfleitungen teilweise abgeschirmt und abisoliert, die Ventile wurden ausgebaut und es wurden dicht an den Druckgefäßstutzen etwa 200 mm breite Ringe herausgetrennt, um die Anschlüsse für den Dekontaminierungskreislauf anzuschweißen. Dann wurde erneut mit einem organischen Säurelösungsgemisch gebeizt. Dadurch sollte die aktivitätsführende, kontaminierte Schicht bis auf das Grundmaterial chemisch abgelöst werden. Anschließend wurden die Leitungen gespült und gereinigt. Die ausgespülte Aktivität wurde in einer Filteranlage aufgefangen bzw. in den Filterkonzentratbehälter geleitet.

Während der Dekontamination wurde die Dosisleistung an vorher festgelegten Meßpunkten mit einem gegen die Umgebungsstrahlung abgeschirmten Stabdosimeter oben und unten auf der Leitung und einem Dosisleistungsmeßgerät oben, unten und in der Mitte auf der Leitung begleitend gemessen. Außerdem wurde der Aktivitätsanstieg in der Beizlösung und damit der Aktivitätsaustrag aus den Leitungen verfolgt, wobei in Abständen von etwa 30 Minuten der Eisengehalt, die Gesamt-γ-Aktivität und die nuklidspezifische Zusammensetzung ausgemessen wurden.

Durch das Beizen konnte die Dosisleistung an der Oberfläche im wesentlichen auf ein Zehntel verringert werden. In Tabelle 1 sind die Meßwerte vor und nach der Dekontamination sowie der Reduktionsfaktor von jeweils zwei Meßpunkten an den vier Leitungen aufgeführt, an denen sowohl mit dem Stabdosimeter als auch mit dem Dosisleistungsmesser gemessen wurde. Die Dekontamination im oberen Bereich der Rohrleitungsquerschnitte war fast immer weniger erfolgreich als in der Mitte bzw. im unteren Bereich. Die niedrigsten Reduktionsfaktoren verbunden mit den höchsten Oberflächen-Dosisleistungen stellten sich nachher bei den Meßblenden ein.

Die Tabelle 2 zeigt die Ortsdosisleistungen an einzelnen Arbeitsplätzen auf einer Ebene um den Reaktordruckbehälter. Die hier erzielte Reduzierung um etwa den Faktor 5 war ausschlaggebend für die Dosisbelastung der dort tätigen Personen. Der mittlere Reduktionsfaktor war hier geringer als direkt an den FD-Leitungen, da am Arbeitsplatz auch andere Leitungen wie die Entwässerungs-, Kernsprüh- und Entlastungsleitung zur Dosisbelastung beitrugen.

SCHUTZMASSNAHMEN WÄHREND DER DEMONTAGE

Nach dem Beizen mußten die Rohrleitungen abgetrennt werden. Um dazu die Arbeitsplätze festzulegen, wurde von dem gesamten Demontagebereich ein "Dosisleistungs-Atlas" erstellt. Aufgrunddessen wurden auch die stark strahlenden Rohrleitungen bzw. deren Teilstücke mit Bleimatten, Bleiblechen und bei offenen Rohren mit Bleistopfen abgeschirmt.

Um die Personendosisbelastung möglichst gering zu halten, durfte nur nach vorher abgestimmten Arbeitsfolgeplänen demontiert werden. Die Anzahl der Trennschnitte und damit die Dauer der gesamten Arbeiten wurde dadurch vorgegeben, daß ein Rohrstück wegen der späteren Verpackung nicht länger als 2,0 m sein durfte. In den Arbeitsfolgeplänen für die einzelnen Rohrabschnitte wurde die Dosisbelastung vorausgeschätzt. Da diese Pläne nur jeweils für eine Woche im voraus erstellt wurden, konnten die Schutzmaßnahmen anhand der tatsächlich vor Ort gemessenen Dosisleistungen kurzfristig jeweils neuen Gegebenheiten und dem Arbeitsfortschritt angepaßt werden.

VERMEIDUNG VON KONTAMINATIONSVERSCHLEPPUNG

Die Leitungen wurden je nach Zugänglichkeit und Dosisleistung entweder durch automatisches oder manuelles Brennen abgetrennt, wobei radioaktive Stoffe verdampfen konnten, oder durch Abkreisen bzw. Sägen oder durch Trennschleifen von Hand, wobei kontaminierter Staub in die Umgebungsluft gelangen konnte.

Um keine Aerosolaktivität in die Raumluft freizusetzen, wurden anfänglich die Arbeitsplätze mit einem Arbeitszelt, das über eine Filteranlage abgesaugt wurde, abgedeckt. Beim Brennschneiden stellte sich im Zelt eine Aerosolaktivitätskonzentration von ≤ 1100 Bq/ m³ ($\leq 3 \cdot 10^{-8}$ Ci/m³) ein, außerhalb des Zeltes betrug sie 11,1 Bq/m³ ($3 \cdot 10^{-10}$ Ci/m³), wodurch die allgemeine Aerosolaktivität im übrigen Kontrollbereich nicht erhöht wurde. Um die Aerosolaktivität im Zelt herabzusetzen, wurde während des Brennens eine weitere Absaugung direkt an die Trennstelle gelegt und ebenfalls über eine Filteranlage zur Abluft geführt. Damit ging die Aktivitätskonzentration im Zelt auf $\leq 11{,}1$ Bq/m³ ($\leq 3{,}0 \cdot 10^{-10}$ Ci/m³) zurück und entsprach den Meßwerten außerhalb des Zeltes. Da sich auch bei den folgenden Trennstellen die Aerosolaktivitätskonzentrationen in der Raumluft innerhalb und außerhalb des Zeltes nur geringfügig unterschieden, wurde später auf die Zelte verzichtet. Es wurde nur noch der Arbeitsbereich abgegrenzt und die Trennstelle direkt über eine Filteranlage abgesaugt.
Die Arbeiten im Zelt bzw. im abgegrenzten Arbeitsbereich mußten in einem weiteren feuerhemmenden Overall sowie unter Filtermasken durchgeführt werden. Vor dem Zelt bzw. am Zugang zum Arbeitsbereich wurde zur Vermeidung von Kontaminationsverschleppung eine Kleiderschleuse zum Wechseln von Overall, Maske, Überschuhen und Handschuhen eingerichtet.

Während der gesamten Demontage kam es nur einmal zu einer Erhöhung der Aerosolaktivität in der Raumluft am Arbeitsplatz auf 111 Bq/m³ ($3 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³), weil die Absaugung kurzfristig unterbrochen war.

Herausgetrennte Rohrstücke wurden mit Plastikdeckeln geschlossen, mit einer Kennung und der Ortsdosisleistung unabwischbar gekennzeichnet, in Folie verpackt und je nach Dosisleistung in extra vorbereitete Container aus Stahl oder Beton verpackt.

MESSTECHNISCHE ÜBERWACHUNG

Die Aerosolaktivitätskonzentration im Luftstrom hinter den Filteranlagen wurde ständig durch Aerosolmonitore überwacht, ebenso die Raumluft an den Arbeitsplätzen. Zusätzlich wurden Proben mit Hochleistungsaerosolsammlern unmittelbar an den Schnittstellen genommen. Sporadische nuklidspezifische Messungen zeigten immer wieder Co-60 als Leitnuklid. Die Ergebnisse zeigt Tabelle 3.

Die Kontamination wurde durch Wischproben im Arbeitsbereich, in der Kleiderschleuse und im Umfeld der Arbeitszelte, bzw. der Arbeitsstellen, sowie auf den Verkehrswegen überwacht. Die Ergebnisse sind in Tabelle 4 zusammengefaßt.

Die Dosisleistungen wurden vor und nach jedem Trennschnitt am Arbeitsplatz mit Handmeßgeräten gemessen. Alle Arbeitskräfte vor Ort trugen neben den üblichen Film- und Stabdosimetern ein weiteres Stabdosimeter - Meßbereich bis 0,25 mC/kg (1,0 R) - sowie einem Dosiswarner - Warnschwelle bei 0,05 mC/kg (0,2 R) - nach Ermessen des Strahlenschutzes. Fingerringdosimeter wurden von Fall zu Fall getragen, ihre Auswertung ergab keine erhöhte Dosis gegenüber der Personendosiserfassung.

PERSONENDOSISBELASTUNG

Insgesamt wurden FD-Leitungen mit einem Gewicht von ca. 70.000 kg und einer Aktivität von ca. $13 \cdot 10^{10}$ Bq (3,5 Ci) ausgebaut. Dabei konnte die kollektive Personendosis durch die Maßnahmen erfolgreich gesenkt werden. Dieses zeigt ein Vergleich der Belastungen durch die Arbeiten vor der Dekontamination (Tab.5, Pos. 1 u. 2) mit den eigentlichen Demontagearbeiten nach der Dekontamination (Tab. 5, Pos. 4). Während für die Arbeiten vorher bei 2.400 Arbeitsstunden eine Kollektivdosis von 50 Mann-rem akkumuliert wurde, betrug sie nachher bei 14.163 Demontagestunden nur 39 Mann-rem. Das ist u. a. auf die erfolgreichen Schutzmaßnahmen zurückzuführen.

TABELLE1

ORTSDOSISLEISTUNG AN DER OBERFLÄCHE DER FD-LEITUNGEN VOR UND NACH DER DEKONTAMINATION

Leitung	Meß-pkt.		DL vor der Dekontamination µSv/h			DL nach der Dekontamination µSv/h			Reduktions-faktor	
			oben	Mitte	unten	oben	Mitte	unten	oben	unten
DR 101	MP2	a)	3000	-----	3600	600	-----	300	5,0	12,0
		b)	3000	3200	4000	600	300	400	5,0	10,0
	MP6	a)	9600	-----	10000	4000	-----	1200	2,4	8,3
		b)	11000	13000	14000	4200	1500	1800	2,6	7,8
DR 102	MP4	a)	4800	-----	6000	1900	-----	900	2,5	6,7
		b)	5000	5500	6000	2000	800	1200	2,5	5,0
	MP5	a)	4700	-----	3900	200	-----	350	23,5	11,1
		b)	5000	6000	5000	500	400	550	10,0	9,1
DR 103	MP3	a)	4900	-----	6400	1100	-----	750	4,5	8,5
		b)	5000	6000	6000	1200	600	800	4,2	7,5
	MP7	a)	5100	-----	4100	600	-----	1300	8,5	3,2
		b)	8000	4500	5000	700	650	1500	11,4	3,3
DR 104	MP1	a)	3000	-----	3500	700	-----	270	4,3	12,9
		b)	1500	1600	2500	1000	300	400	1,5	6,3
	MP8	a)	ng.	-----	ng.	150	-----	450	---	----
		b)	8000	8000	9000	300	300	300	26,7	30,0

Erläuterung: a) Messungen mit dem abgeschirmten Stabdosimeter
b) Messungen mit dem Dosisleistungsmesser
ng. = nicht gemessen

TABELLE: 2 DOSISLEISTUNG IN AUSGESUCHTEN ARBEITSBEREICHEN AUF DER + 25,5 m-BÜHNE

Meßpunkt (Zone)	Ortsdosisleistung vor Deko µSv/h	Ortsdosisleistung nach Deko µSv/h	Reduktionsfaktor
Z 1	800	200	4,0
Z 2	800	70	11,4
Z 3	350	150	2,3
Z 4	800	200	4,0
Z 5	700	100	7,0
Z 6	400	150	2,7
Z 7	450	150	3,0
Z 8	400	300	1,3
Z 9	2000	100	20,0
Z10	3000	500	6,0

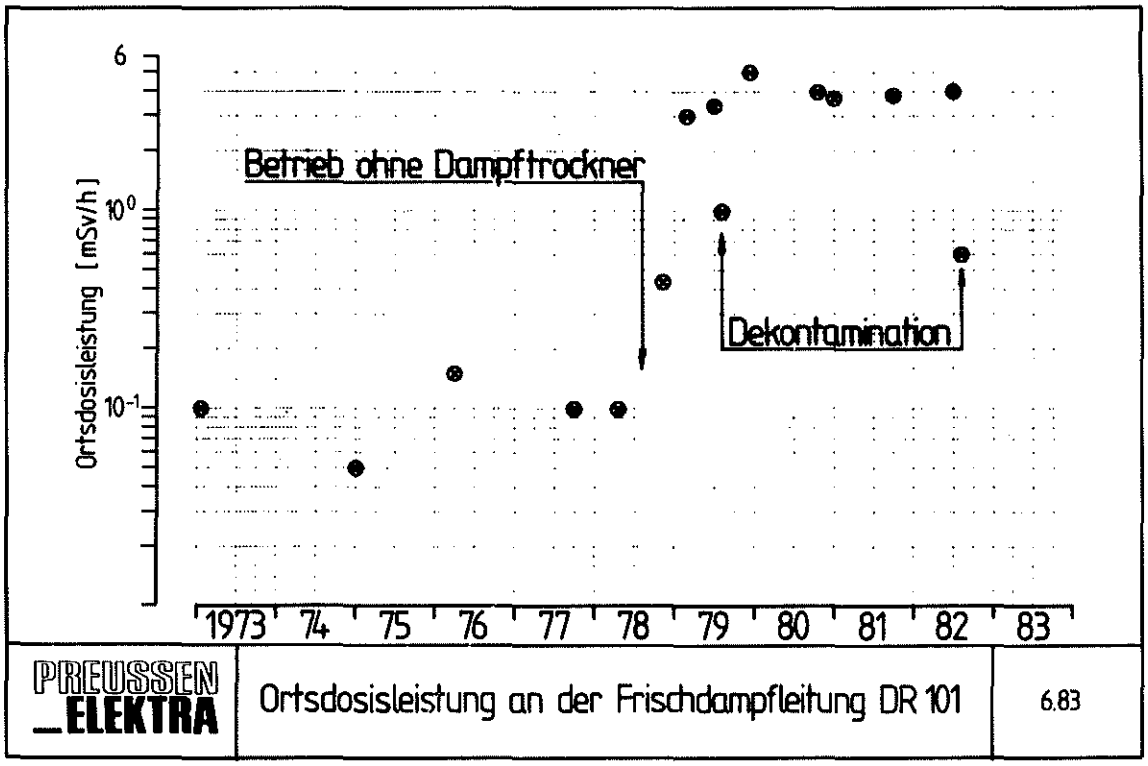


Abb. 1

TABELLE 3: MESSERGEBNISSE ZUR LUFTÜBERWACHUNG

Meßort	Aerosolaktivitätskonzentration in der Raumluft Bq/m³	(Ci/m³)
Hinter der Filteranlage	≤ 3,7	(≤ $1 \cdot 10^{-10}$)
Im Arbeitszelt		
- ohne Zusatzabsaugung	≤ 1.110,0	(≤ $3 \cdot 10^{-8}$)
- mit Zusatzabsaugung	≤ 11,1	(≤ $3 \cdot 10^{-10}$)
Außerhalb der Arbeitszelte	≤ 11,1	(≤ $3 \cdot 10^{-10}$)
Schnittstellen ohne Arbeitszelt aber mit Absaugung	3,7 bis 22,2	($1 \cdot 10^{-10}$ bis $6 \cdot 10^{-10}$)

TABELLE 4: MESSERGEBNISSE ZUR KONTAMINATIONSÜBERWACHUNG

Meßort	Abwischbare Oberflächenkontamination Bq/cm²	(µCi/cm²)
Rohrleitungen außen	≤ 37,0	≤ $1 \cdot 10^{-3}$
Arbeitszelt innen am Boden	≤ 18,5	≤ $5 \cdot 10^{-4}$
Kleiderschleuse	≤ 0,4	≤ $1 \cdot 10^{-5}$
Verkehrswege im Arbeitsbereich	≤ 18,5	≤ $5 \cdot 10^{-4}$
Verkehrswege allgemein	≤ 0,4	≤ $1 \cdot 10^{-5}$

TABELLE: 5 KOLLEKTIVE PERSONENDOSISBELASTUNGEN BEIM DEMONTIEREN DER FD-LEITUNGEN OHNE KLEINLEITUNGEN

Tätigkeit	Max. Dosisleistung auf den Leitungen (µSv/h)	Gesamtstunden	Kollektivdosis (Mann-rem)
Trennen der Leitungen u. Vorarbeiten zur Dekontamination	15.000	1.000	30,0
Demontage der Ventile	40.000	1.400	20,0
Dekontamination der Leitungen	15.000	600	10,0
Demontage der Leitungen	8.000	14.163	39,0
Summe		~ 17.000	99,0

Dekontamination durch chemische und elektrochemische Verfahren bei Reparatur- und Umrüstmaßnahmen

H.-O. Berthold
KWU AG Erlangen

Zusammenfassung:

Es wird über Erfahrungen bei der chemischen Dekontamination von Primärbauteilen aus KKW-Anlagen berichtet.

1976 wurde mit der Dekontamination von 8 Hauptkühlmittelpumpen im Kernkraftwerk Biblis A/B erstmalig in der BRD eine Dekontamination auf einer KKW-Anlage in dieser Größenordnung kommerziell von KWU durchgeführt. Inzwischen wurden eine Vielzahl von Komponenten und Systembereichen, wie Rekuperativwärmetauscher, Teile von Loopleitungen, Druckhalterheizstabbündel, DE-Primärkalotte, SWR-Frischdampfleitung von KWU chemisch dekontaminiert.

Im vorliegenden Bericht werden die mit dem KWU-Verfahren erzielten Dekont-Ergebnisse dargestellt. Anhand dieser Ergebnisse werden u.a. folgende Themen diskutiert:

- Qualifizierung chemischer und elektrochemischer Dekontverfahren für deren Einsatz in Kernkraftwerken
- Grenzen des Aktivitätsaustrages bei chemischen Dekontaminationen
- Verminderung der Mann-Rembelastung durch verfahrenstechnische Verbesserungen
- Rekontaminationsverhalten dekontaminierter Oberflächen

Die Erfahrungen der letzten Jahre haben gezeigt, daß eine Dekontamination vor Inspektions-, Reparatur- und Umrüstarbeiten maßgebend zur Senkung der Strahlenbelastung des Personals beiträgt. Der Entwicklungsschwerpunkt liegt bei KWU, auf Grund der Endlagerproblematik, auf der Neuentwicklung bzw. Modifizierung von Dekontverfahren mit geringem Sekundärwasteanfall.

1 Einleitung

Dekontaminationsarbeiten an Böden, Wänden, Schutzkleidung etc. gehören in einem Kernkraftwerk zum täglichen Routinegeschäft. Diese Dekontaminationsarbeiten haben sich als wichtige Strahlenschutzmaßnahme während Betrieb und Revision der Anlage durchgesetzt.

Anders verhält es sich dagegen mit der In-Situ-Dekontamination von Komponenten und Systemen. Hier liegen bei KKW-Betreibern z. T. noch erhebliche Ressentiments vor. Die Angst, daß die Komponente bzw. das System geschädigt und hierdurch die Integrität der Anlage beeinträchtigt wird, ist auch heute noch weit verbreitet.

In der vorliegenden Arbeit wird ein Teil der Erfahrungen dargestellt, die von der Kraftwerk Union mit der chemischen Dekontamination von Komponenten und Systemen in Kernkraftwerken gesammelt wurden. Sie sollen dazu beitragen die z. T. noch vorhandenen Vorbehalte gegenüber chemischen und elektrochemischen Dekontaminationsmaßnahmen abzubauen.

2 Allgemeines

Seit etwa 1967 werden in der Kraftwerk Union auf dem Gebiet der Dekontamination Entwicklungs- und Forschungsarbeiten betrieben. 1976 wurde mit der Dekontamination von 8 Hauptkühlmittelpumpen im Kernkraftwerk Biblis A/B erstmalig in der BRD eine Dekontamination auf einer KKW-Anlage in dieser Größenordnung kommerziell von KWU durchgeführt. Seit dieser Zeit wurden Dekontaminationsarbeiten an über 60 Komponenten und Systemen - wie z. B. Rekuperativ-Wärmetauscher, SWR-Axialpumpen, SWR-Frischdampfleitungen, Teile von Loop-Leitungen um nur einige zu nennen - durchgeführt. Es wurden hierbei ausschließlich von KWU entwickelte chemische Dekontaminationsverfahren eingesetzt.

Die zur Zeit wichtigsten KWU-Dekontaminationsverfahren sind:

Das MOPAC und OZOX-A-Verfahren für austenitische CrNi-Stähle, hochlegierte Cr-Stähle und Ni-Legierungen. Ersteres für begrenztere Systembereiche und ausbaubare Bauteile - letzteres für Gesamtsysteme und Großkomponenten.

Das CAPA-Verfahren für un- und niedriglegierte Stähle, für den Einsatz in allen KKW-Bereichen.

Das ELPO-S-Verfahren, ein elektrochemisches Verfahren - geeeignet für alle Stähle (un- und hochlegiert) für zugängliche Komponenten- und Systembereiche.

3 Qualifizierung von Dekontverfahren

Vor der Freigabe eines Dekontverfahrens und dessen Einsatz im Kernkraftwerk, müssen folgende Nachweise erbracht werden:

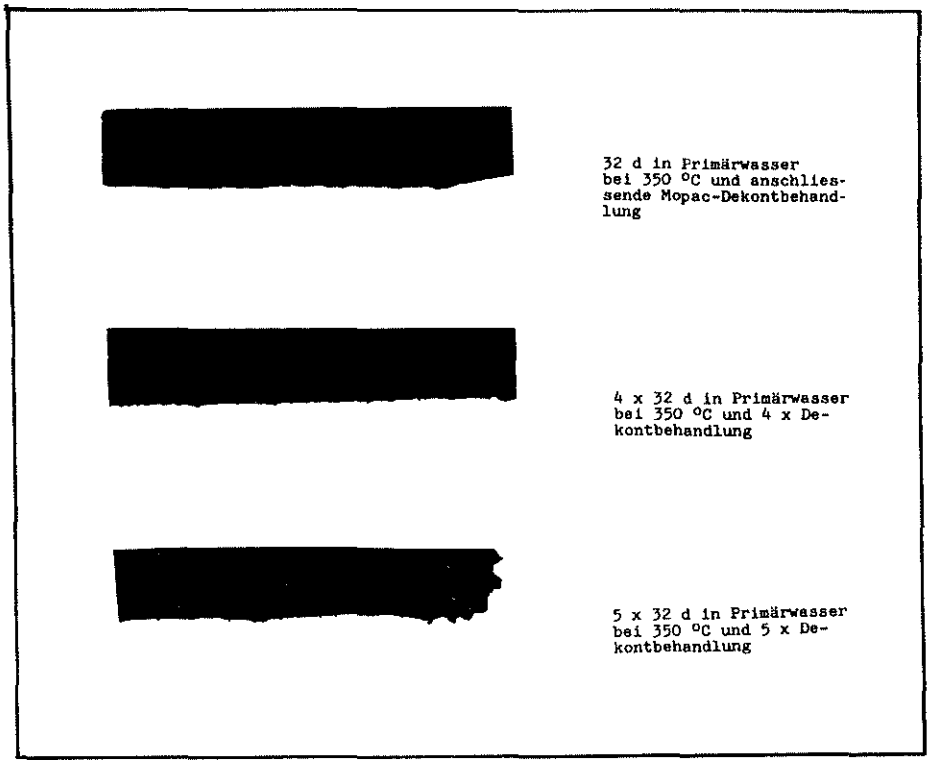
- Unschädlichkeitsnachweis gegenüber Strukturmaterialien
- Dekontwirksamkeit
- Aufarbeitungsfähigkeit (geringer Sekundär-Waste)
- verfahrenstechnische Durchführbarkeit.

Der Unschädlichkeitsnachweis erfolgt durch eine Auslagerung sämtlicher mit der Dekontaminationslösung in Berührung kommender Werkstoffe unter original Dekontaminationsbedingungen, anschließendem 30tägigem Einsatz im Autoklaven unter Primärkreisbedingungen und abschließender nochmaliger Auslagerung in der Dekontaminationslösung.

Kann eine mehrmalige Dekontaminationsbehandlung im weiteren Lebenslauf einer Komponente oder Systems nicht ausgeschlossen werden, wird der Prüfrhythmus mehrfach durchgeführt. Nach jedem Auslagerungsschritt in der Dekontaminationslösung werden die eingesetzten Werkstoffproben metallographisch auf selektive Oberflächenschädigung hin untersucht. Bei KWU können zur Zeit für die Mehrzahl der in KKW'en eingesetzten Strukturmaterialien Unschädlichkeitsnachweise mit

bis zu 8facher Dekontaminationsbehandlung abgerufen werden. Das folgende Schaubild 1 zeigt am Beispiel einer 1.4541-Schweißnaht die Oberflächenveränderung im Schliffbild nach einer 1- und 5maligen Dekontaminationsbehandlung mit dem MOPAC-Verfahren.

Schaubild 1 Qualifizierung des Mopac-Verfahrens
Umschädlichkeitsnachweis für Werkstoff Nr. 4541 (Schweißbereich)
200 : 1



Im Unschädlichkeitsnachweis ist eine Überprüfung der Unschädlichkeit von Dekontaminationsmittelrückständen während des späteren Betriebes enthalten.

Hierzu werden die Dekontaminationsmittel in Spaltproben eingebracht und im Autoklaven Primärkreisbedingungen ausgesetzt. Auch bei dieser Prüfung muß eine Schädigung des Werkstoffes ausgeschlossen sein.

Die bisherigen Dekontaminationserfahrungen haben gezeigt, daß der Nachweis der Dekontwirksamkeit eines Verfahrens am Originalmaterial des jeweiligen KKW durchgeführt werden sollte. Anlagen spezifische Bedingungen, wie z. B.:

- Art der Kontamination
- vorliegender Werkstoff und Werkstoffkombinationen
- chemische Fahrweise des Systems
- Laufzeit der Anlage

haben auf den Dekonterfolg bzw. -mißerfolg einen großen Einfluß.

Mit dem Nachweis auf Unschädlichkeit gegenüber Strukturmaterialien und der Dekontwirksamkeit ist ein Verfahren noch nicht ausreichend qualifiziert. Die im Verfahren eingesetzten Chemikalien dürfen die Entsorgungskette eines KKW nicht beeinträchtigen. Des weiteren ist die "Chemie" so auszulegen, daß der Sekundärwaste - d. h., die durch die Chemie eingebrachte zu entsorgende Chemikalienmenge - so klein wie möglich gehalten wird.

Das beste Dekontaminationsverfahren ist - nach den bisher aufgezählten drei Kriterien - ungeeignet, wenn die "Chemie" verfahrenstechnisch nicht auf die Anlage umgesetzt werden kann bzw. wenn die Umsetzung mit zu hohen Kosten bzw. Man-rem-Belastung verbunden ist.

Der Idealfall wäre eine Dekontamination ohne externe Hilfsgeräte - ausschließlich mit kernkraftwerkseigenen Komponenten und Systemen.

4 Erfahrungen mit KWU-Dekontaminationsverfahren

Die Entwicklung, die Auswahl und der Einsatz von chemischen und elektrochemischen Dekontaminationsverfahren unterliegt bei KWU sämtlich diesen 4 genannten Kriterien.

Die Vielzahl der bei KWU inzwischen vorliegenden Dekontaminationsergebnisse und -erfahrungen darzustellen, würde den Rahmen dieser Ausarbeitung sprengen.

Aus der Summe der Informationen wurden für diese Arbeit folgende Themen gewählt:

- Dekontamination von Rekuperativwärmetauschern mit dem Mopac Verfahren (Abschnitt 4.1)

  - Aktivitätsaustrag und Aktivitätsbelegung -

- Rekontaminationsverhalten von dekontaminierten Oberflächen (am Beispiel der HKMP in KWB-A) (Abschnitt 4.2)

- Verfahrenstechnische Probleme bei Systemdekontaminationen (am Beispiel der Frischdampfleitung in KWW) (Abschnitt 4.3)

- Neuentwicklungen auf dem Gebiet chem. und elektr. Dekontaminationsverfahren (Abschnitt 4.4)

4.1 Dekontamination von Rekuperativ-Wärmetauschern

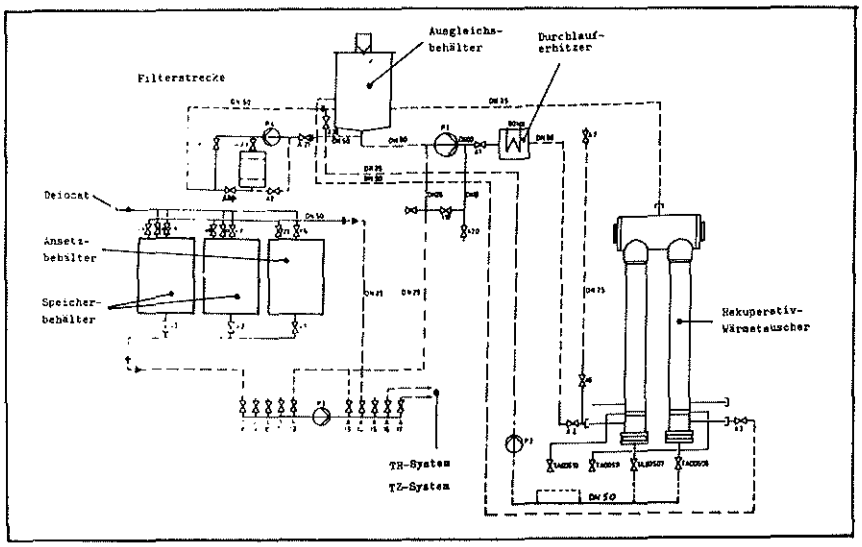
Von KWU wurden bisher 3 Rekuperativ-Wärmetauscher dekontaminiert

7/80 KWO
8/81 GKN
6/82 KWB-A

Die Dekontamination erfolgte in allen drei Fällen mit dem MOPAC-Verfahren. Das Verfahren ist ein Zweistufenverfahren mit oxidativer Vorbehandlung und anschließender Dekontaminationsbehandlung im wässriger Lösung organischer Komplexbildnern.

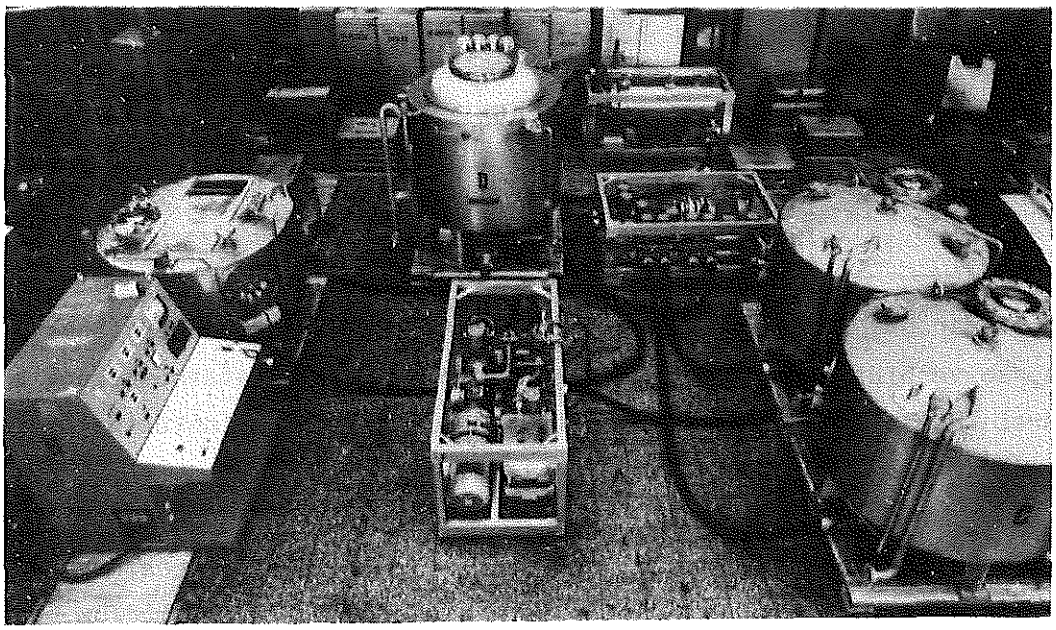
Für das MOPAC-Verfahren werden externe Dekonthilfseinrichtungen - wie Ansetzbehälter, Speicherbehälter, Umwälz- und Dosierpumpen, Heizkörper etc. benötigt. Das Schaubild 2 zeigt diese externen Hilfseinrichtungen bei der Dekontamination des Rekuperativ-Wärmetauschers in KWB-A.

Schaubild 2 Prinzipschaltplan für die rohrseitige Dekontamination eines Rekuperativ-Wärmetauschers



Um während des Dekontprozesses die Dosisbelastung des Dekontpersonals möglichst gering zu halten, sind alle wichtigen Ventil-, Pumpen- und Heizkörperschaltungen ferngesteuert. Dazu wurde die steuerbare mobile Dekontanlage - genannt AMDA - eingesetzt (Schaubild 3).

Schaubild 3 Automatische mobile Dekontanlage für das Mopac- und Capa-Dekontverfahren



Komp. A	Ansetzbehälter	Komp. E	Durchlauferhitzer	Komp. H	Leitstand
Komp. B,C	Speicherbehälter	Komp. F	Umwälzmodul		
Komp. D	Dekontbehälter	Komp. G	Einspeisemodul		

Die Dekontamination der 3 Rekuperativ-Wärmetauscher erfolgte mit gleichen Behandlungszeiten. Das folgende Schaubild 4 zeigt den Aktivitätsaustrag aus den Rekuperativ-Wärmetauschern. Aus den Werten ist zu ersehen, daß bereits beim ersten Dekontschritt der Hauptaktivitätsaustrag erfolgte.

Schaubild 4 Aktivitätsaustrag aus Rekuperativ-Wärmetauschern durch das Mopac-Verfahren

Anlage	Laufzeit der Anlage (Jahre)	Gesamt-austrag (Ci)	mantelseitig		rohrseitig	
			1.Dekont-schritt	2.Dekont-schritt	1.Dekont-schritt	2.Dekont schritt
KWO	11,5	35	29	1	5	-
KWB-A	8	45,9	5	-	27,5	13,4
GKN	5,5	23,7	5,8	0,1	16,5	1,3

Schaubild 5 Aktivitätsaustrag in Rekuperativ-Wärmetauschern von DWR-Anlagen

Anlage	Aktivitätsbelegung rohrseitig (Ci/m^2)	Aktivitätsbelegung mantelseitig (Ci/m^2)
KWO	0,08	0,35
KWB-A	0,29	0,03
GKN	0,24	0,05

Betrachtet man die Flächenbelegung der Rekuperativ-Wärmetauscher (Schaubild 5), so verblüfft einerseits die nahezu gleiche Aktivitätsbelegung bei allen drei KKW-Anlagen und andererseits die zusätzlich geringfügige Differenzierung aufgrund der Laufzeit der Anlage.

Es ist hierbei zu berücksichtigen, daß während des KKW-Betriebes bei KWO die Mantelseite, bei KWB-A und GKN die Rohrseite zuerst mit Primärmedium beaufschlagt wird.

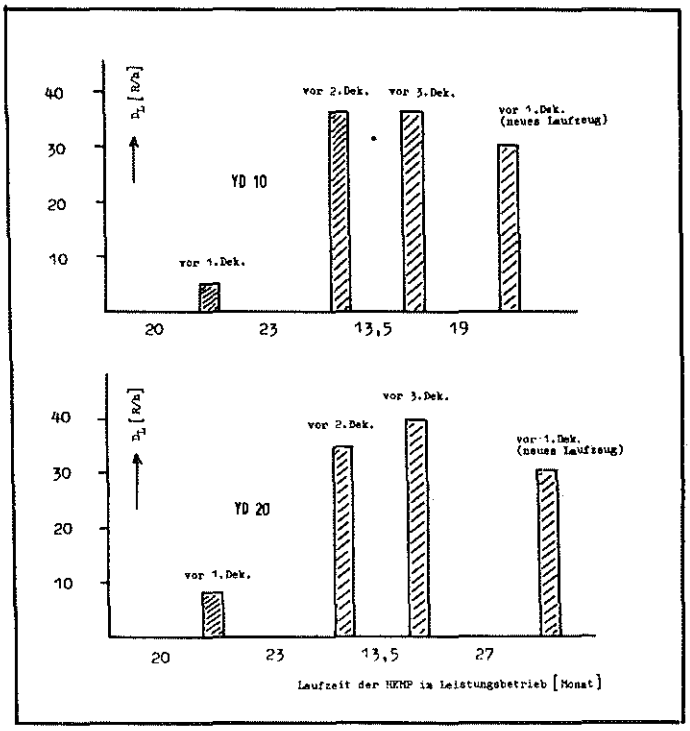
Die gefundenen Werte decken sich mit den von Paffrath[1] veröffentlichten Aktivitätsbelegungen der Hauptkühlmittelpumpen in Biblis A nach ca. 4 Betriebsjahren von 0,23 Ci/m^2.

4.2 Rekontaminationsverhalten dekontaminierter Oberflächen

Bisher gab es in der Literatur nur spärliche Informationen über das Rekontaminationsverhalten mehrfach dekontaminierter Oberflächen.

Durch die an den HKMP von Bibilis A und B mehrfach durchgeführten Dekontaminationen mit dem MOPAC-Verfahren liegen untereinander vergleichbare Dosisleistungswerte vor. Im Schaubild 6 ist anhand zweier Hauptkühlmittelpumpen aus KWB-A das Rekontaminationsverhalten von Oberflächen dargestellt.

Schaubild 6 Rekontaminationsverhalten von DWR-Primärkreisoberflächen nach einer chemischen Dekontamination mit dem Mopac-Verfahren am Beispiel der Hauptkühlmittelpumpen



1) VGB Kraftwerkstechnik 60/Heft 2, Februar 1980

Nach ca. 20 Monaten Leistungsbetrieb lagen die Dosisleistungswerte bei $<$ 10 R/h (gemessen am Laufrad). Nach der ersten Dekontamination erhöhten sich die Dosisleistungswerte nach ca. 23monatigem Leistungsbetrieb auf $\geq$ 35 R/h. Nach der zweiten Dekontamination und einem 13 1/2monatigem Leistungsbetrieb zeigten die Laufräder erneut Dosisleistungswerte um 35 R/h. Nach der 3. Dekontamination wurden die Laufräder ausgewechselt. Die Dosisleistungswerte der neuen nicht dekontaminierten Laufräder lagen nach 19 bzw. 27monatigem Leistungsbetrieb bei ca. 30 R/h.

Berücksichtigt man, daß:

- von der ersten Dekontamination die Kühlmittelaktivität um den Faktor > 10 niedriger war als in der Zeitspanne zwischen der ersten und zweiten Dekontamination
  vor erster Dekontamination: Co^{60} $8 \cdot 10^{-5}$ Ci/m^3
  vor zweiter Dekontamination: Co^{60} $2 \cdot 10^{-3}$ Ci/m^3

- und daß beim Einsatz der neuen Laufräder die Oberflächenqualität verbessert wurde

  altes Laufrad: Gußteil mit poriger Oberfläche
  neues Laufrad: fein geschliffene Oberfläche

so läßt sich mit Vorbehalt folgende Aussage treffen:

- nach einer Dekontamination ist innerhalb kurzer Zeit (Monate) der alte Dosisleistungswert wieder erreicht - unabhängig, ob eine Oberfläche dekontaminiert oder unbehandelt metallisch blank eingesetzt wurde.

- die Höhe des Dosisleistungswertes wird vor allem durch das Aktivitätsangebot im Kühlmittel und der Oberflächenrauhigkeit (= Größe der Oberfläche) bestimmt.

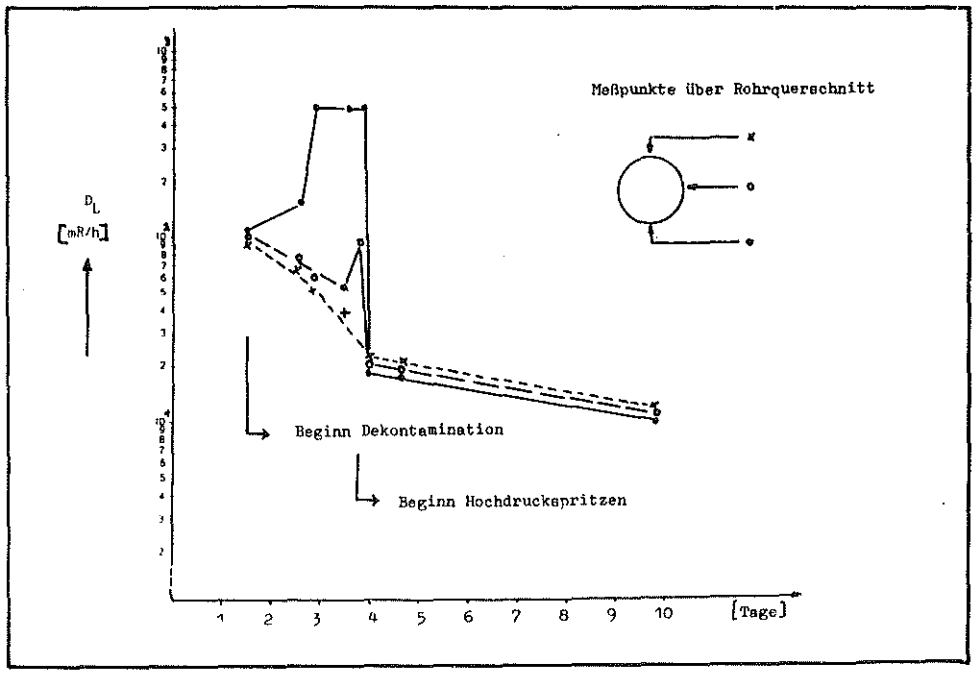
4.3 Verfahrenstechnische Probleme

Bei einer In-Situ-Dekontamination kann das Dekontaminationsverfahren nur so gut sein, wie es die jeweilige Komponente oder das System zulassen.

Das Hauptproblem bei der In-Situ-Dekontamination liegt bei der nicht dekontfreundlichen Auslegung von Komponenten und Systemen. Es fehlen Entlüftungs- und Dekontstutzen. Das Resultat sind nicht völlig befüllbare und nur unzureichend durchströmbare Dekontaminationsbereiche. Sind zur Dekontamination keine Veränderungen am System/Komponente erlaubt, muß aufgrund von Luftpolstern oder nicht austragbaren Festpartikelchen mit dem Verbleib von Aktivitätsnestern gerechnet werden.

Am Beispiel der Dekontamination der Frischdampfleitung im Kernkraftwerk Würgassen kann dies dargestellt werden. Die Frischdampfleitungen wurden von KWU 1979 und 1982 mit dem CAPA-Verfahren dekontaminiert. Schaubild 7 zeigt den Dosisleistungsverlauf bei der Dekontamination 1982 über den Querschnitt der Rohrleitung DR 104.

Schaubild 7 Dosisleistungsverlauf an einer Frischdampfleitung während der Dekontamination mit dem Capa-Verfahren (Rohrleitung gleichmäßig mit Dekontaminationslösung beaufschlagt)

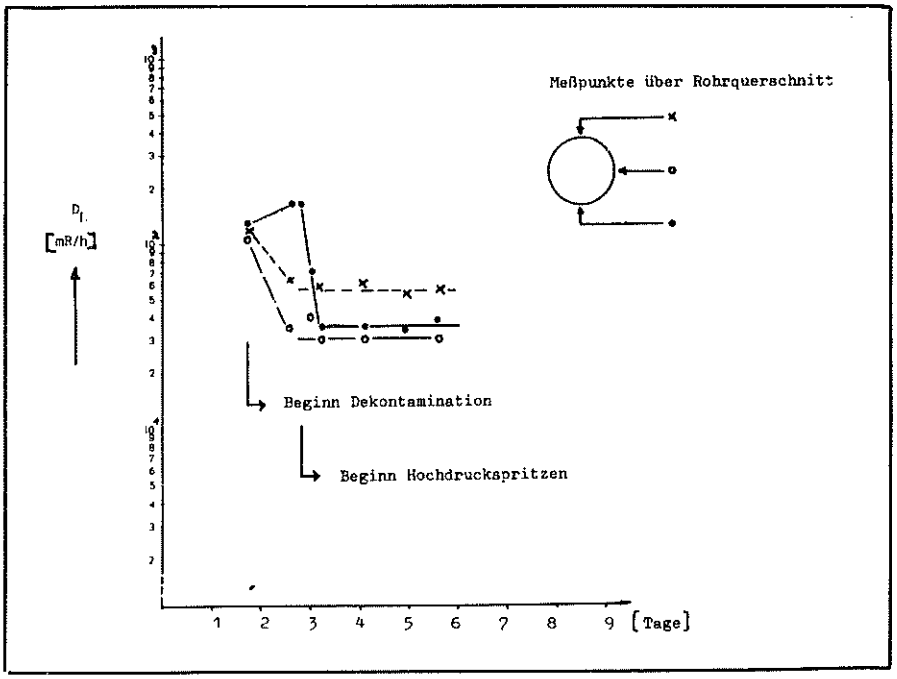


Während der Dekontamination sammelten sich, aufgrund zu geringer Strömung, unlösliche Oxidpartikel im Bodenbereich. Es kam zu einem erheblichen Dosisleistungsanstieg während der Dekontamination. Der Wand- und Bodenbereich zeigten dieses Erscheinungsbild nicht. Hier ist während der Dekontamination ein deutlicher Abfall der Dosisleistungswerte festzustellen.

Anschließend an die Dekontamination wurde die Frischdampfleitung mit einem Hochdruckwasserstrahl mit einem sich selbständig durchziehenden Sprühkopf ausgespritzt. Dieser Vorgang ist aus dem weiteren Verlauf der Kurve ersichtlich. Am Ende der Spülbehandlung waren die Dosisleistungswerte an allen drei Meßpunkten gleich. Dies zeigt, daß in diesem Rohrabschnitt die Oberfläche völlig mit Dekontaminationslösung beaufschlagt war.

Betrachtet man nun im Vergleich den Dosisleistungsverlauf an der Frischdampfleitung DR 102 (Schaubild 8), so sieht man während der Dekontamination einen ähnlichen Verlauf - Anstieg der Dosisleistung im Bodenbereich während der Dekontamination, nach dem Anspritzvorgang findet man jedoch unterschiedliche Dosisleistungswerte. Der obere Bereich der Rohrleitung weist höhere Dosisleistungswerte auf. Ein Indiz, daß sich in diesem Bereich eine Luftblase gebildet hat.

Schaubild 8 Dosisleistungsverlauf an einer Frischdampfleitung während der Dekontamination mit dem Capa-Verfahren (oberer Bereich der Rohrleitung nicht mit Dekontaminationslösung beaufschlagt)



Die Zusammenstellung der Dosisleistungswerte aus der Frischdampfleitungsdekontamination belegt (Schaubild 9) diese Erscheinungsbilder nochmals mit Zahlenwerten. Erster Meßwert ist hierbei die Rohroberseite, zweiter Meßwert die Rohrunterseite.

Bei den Meßpunkten F und D deuten die ersten höheren Dosisleistungswerte auf Luftpolster hin, beim Meßpunkt G der zweite höhere Wert auf eine nicht voll ausgespülte Leitung - hier verblieben Feststoffpartikelchen im System.

Schaubild 9 Dosisleistungswerte an Frischdampfleitungen vor und nach der Dekontamination mit dem Capa-Verfahren (gemessen mit einem abgeschirmten Stabdosimeter)

System	Meßpunkte gem. Abb. 1	Dosisleistung in mrem/h vor Dekontamination	nach Dekontamination	Reduktionsfaktoren
DR 101	MP B	300/360	60/30	5,0/12,0
	MP F	960/1000	400/120	2,4/ 8,3
DR 102	MP D	480/600	190/ 90	2,5/ 6,7
	MP E	470/390	20/ 35	23,5/11,1
DR 103	MP C	490/640	110/ 75	4,5/ 8,5
	MP G	510/410	60/130	8,5/3,2
DR 104	MP A	300/350	70/ 27	4,3/13,0
	MP H	n.g./n.g.	15/ 45	- / -

Die bisher dargestellten Ergebnisse stammen sämtlich vom MOPAC- und CAPA-Verfahren. Auch die vielen in den letzten Jahren von den jeweiligen KKW-Betreibern oder von der KWU vorgetragenen und veröffentlichten Ergebnisse waren von Dekontarbeiten, die mit dem MOPAC- oder CAPA-Verfahren durchgeführt wurden. Eine Zusammenstellung sämtlicher von KWU durchgeführten Dekontarbeiten zeigt den schwerpunktmäßigen Einsatz dieser Verfahren (Schaubild 10).

Schaubild 10 Zusammenstellung der bisher von KWU durchgeführten Dekontaminationen

YEAR	PLANT	TYPE	COMPONENT	KWU PROCEDURE
[illegible]	KWB-A	PWR	RCP running gear (4 pumps)	Mopac
	KWB-B	PWR	RCP running gear (4 pumps)	Mopac
[illegible]	KCB	PWR	Heater rod bundle (4 bundles)	Mopac
	KRB-I	BWR	Safety valves (14 valves)	Delöwa
	GKN	PWR	Pilot valves (8 valves)	Delowa
	KRB-I	BWR	SG-safe ends (3 ends)	Mopac
	KRB-I	BWR	SG-manhole cover	Mopac
	KWB-A	PWR	Heater rod bundle	Mopac
	KKB	BWR	Axial flow pumps (8 pumps)	Mopac
	KRB-I	BWR	Channel heads (3 heads)	Mopac
	KRB-I	BWR	SG-safe ends (3 ends)	Mopac
[illegible]	KRB-I	BWR	Reactor pressure vessel nozzles(2 nozzles)	Mopac
	KRB-I	BWR	RPV nozzles (3 nozzles)	Mopac
	KRB-I	BWR	Circulation valve (2 valves)	Mopac
	GKN	PWR	RCP running gear	Mopac
	KRB-I	BWR	Pump housing	Mopac
	KWW	BWR	Pilot valves	Delowa
	KKI	BWR	Swing check valve	Delowa
	KKB	PWR	Control rod spider	Mopac
	KWB-B	PWR	SG tube sections	Mopac
	KKB	BWR	4 axial flow pumps	Mopac
	KKB	BWR	Pump components	Mopac
	KWB-A	PWR	RCP running gear	Mopac

YEAR	PLANT	TYPE	COMPONENT	KWU PROCEDURE
1979	KKU	PWR	4 RCP running gears	Mopac
	KRB-I	BWR	4 Gate valves	Mopac
	KWB-B	PWR	4 RCP running gears	Mopac
	KWW	BWR	Main steam lines	Delowa
	KKB	BWR	6 Axial flow pumps	Mopac
	GKN	PWR	3 RCP running gears	Mopac
	CNA 1	PWR(D_2O)	Moderator pump	Mopac
	KCB	PWR	RCP running gear	Mopac
	KWW	BWR	8 Pilot valves	Delowa
1980	CNA 1	PWR(D_2O)	2 RCP running gears	Mopac
	KWB-A	PWR	4 RCP running gears	Mopac
	KWO	PWR	Regenerative heat exchanger	Mopac
	KKP-1	BWR	Gate valve	Delowa
	KWB-B	PWR	RCP running gear	Mopac
	KKP-1	BWR	Pump flanges	Delowa
1981	KCB	PWR	Heater rod bundles	Mopac
	KWB-A	PWR	RCP running gear	Mopac
	GKN	PWR	Regenerative heat exchanger	Mopac
	KKI	BWR	Axial flow pumps seats	Mopac
	KWB-B	PWR	RCP running gear	Mopac
	GKN	PWR	Pressuriter nozzle	Delowa-A3
1982	KCB	PWR	Heater rod bundles	Mopac
	KWB-A	PWR	Regenerative heat exchanger	Mopac
	KWB-A	PWR	RCP running gear	Mopac
	KWW	BWR	4 main steam lines	Capa
	KKP-1	BWR	Seal water system	Mopac
	KWB-B	PWR	RCP running gear	Mopac
	FR2	D_2O	Main loop lines	Ozox-A

Im folgenden werden zwei neue KWU-Verfahren vorgestellt

- das Ozox-A-Verfahren
- das Elpo-S-Verfahren

4.4.1 Ozox-A-Verfahren

Das Ozox-A-Verfahren wurde für die Dekontamination des Gesamtprimärsystems eines DWR entwickelt. Dieses Dekontaminationsverfahren bietet sich außerdem für alle Systeme und Großkomponenten an, die aus aust. CrNi-Stahl und Ni-Legierungen bestehen. Wie z. B. der Dampferzeuger. Das Konzept des Ozox-A-Verfahren ist wie folgt:

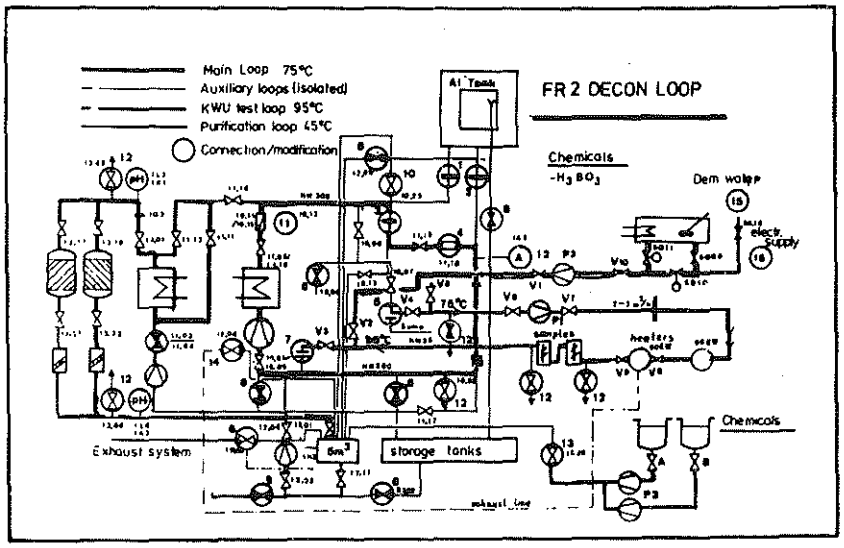
- Primärkühlmittel bleibt im System
- Zugabe von Dekontchemikalien ins Kühlmittel im ppm-Bereich
- Bypassreinigung mit vorhandenem Kühlmittelreinigungssystem

- Durchführung der gesamten Dekontamination mit KKW-eigenen Hilfssystemen
- Nach Dekontamination Zersetzen der Dekontchemikalien zu gasförmigen Produkten
- Entgasung mit vorhandenem Abgassystem

Zur Qualifizierung des Ozox-A-Verfahren wurde - um die verfahrenstechnische Umsetzbarkeit auf eine Großanlage zu demonstrieren - im Kernkraftwerk FR-II ein Großversuch durchgeführt.

Hierbei wurden Teile des FR-II-Primärkreises mit dem Ozox-A-Verfahren behandelt. Schaubild 11 zeigt das Schaltschema des Großversuches.

Schaubild 11 Schaltplan für die Durchführung der Dekontamination am FR-2 mit dem Ozox-A-Verfahren



Da der FR-II-Hauptkreislauf aufgrund seiner Auslegung nur bis max. 75 °C betrieben werden durfte, wurde ein zusätzlicher KWU-Testkreislauf parallelgeschaltet, um die für das Verfahren erforderlichen 95 °C zu erreichen. In diesem Testkreislauf wurden kontaminierte Proben aus verschiedenen KKW'en während des Dekontablaufes eingehängt. Die Dosisleistung dieser kontaminierten Proben vor und nach der Dekontamination sind im Schaubild 12 zusammengestellt. In Abhängigkeit von der KKW-Anlage und vom Werkstoff wurden Dekontfaktoren von 2 bis 35 erzielt.

Schaubild 12 Qualifizierung des Ozox-A-Verfahrens
Nachweis der Dekontwirksamkeit

Eingesetzte Werkstoffe	KKW-Anlage	vor Dekont.	nach Dekont.
1.4024	KCB	13-17 (R/h)	0,5-0,95 (R/h)
1.4541	KWO	3,8-4,5 (R/h)	0,85 (R/h)
1.4550	KWO	80-130 (mR/h)	5,5-8 (mR/h)
1.4550	FR 2	1-3 (mR/h)	0,3 (mR/h)
SS 304	Maine Yankee	600 (mR/h)	2,5 (mR/h)
Inconel 600	Millst. II (78)	20-70 (mR/h)	6,5-8,5 (mR/h)
Inconel 600	Millst. II (81)	70-90 (mR/h)	37-45 (mR/h)

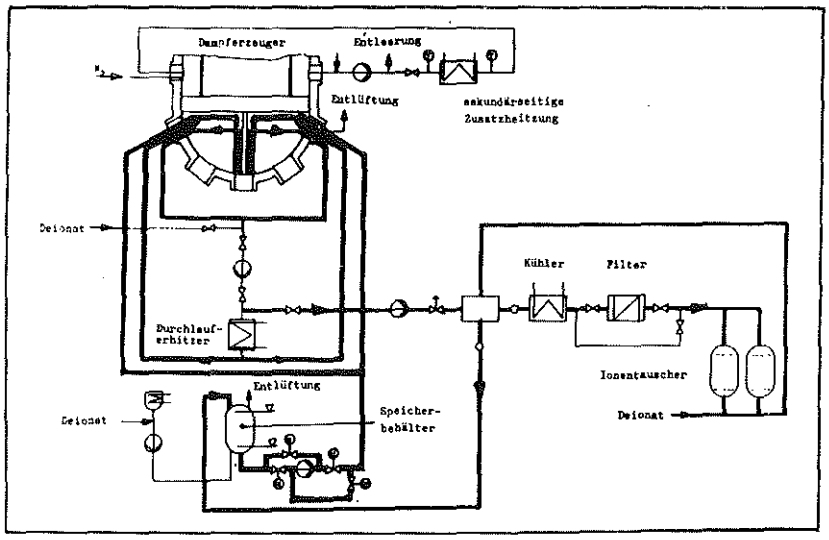
Aufgrund der positiven Ergebnisse des Großversuches werden bereits im Juli 83 im KKW-Millstone (USA) die Primärkammern der DE's mit diesem Verfahren dekontaminiert.

Während der Revision 84 ist die Dekontamination das Primärsystem des Kernkraftwerkes Borssele geplant.

Die Dekontamination des DE in Millstone wird in Zusammenarbeit mit CE durchgeführt. Das Schaubild 13 zeigt vereinfacht die externe Dekonthilfseinrichtung. Während der Dekontamination wird die Dekontaminationslösung laufend umgewälzt, über Bypass gereinigt und zusätzlich laufend pulsierend in die DE-Berohrung ein- und ausgefahren. Um die erforderliche Temperatur von 95 ^{o}C zu halten, ist sekundärseitig eine Stützheizung angebracht.

Das von CE erstellte Equipment wurde Mai 83 im Probebetrieb erfolgreich getestet.

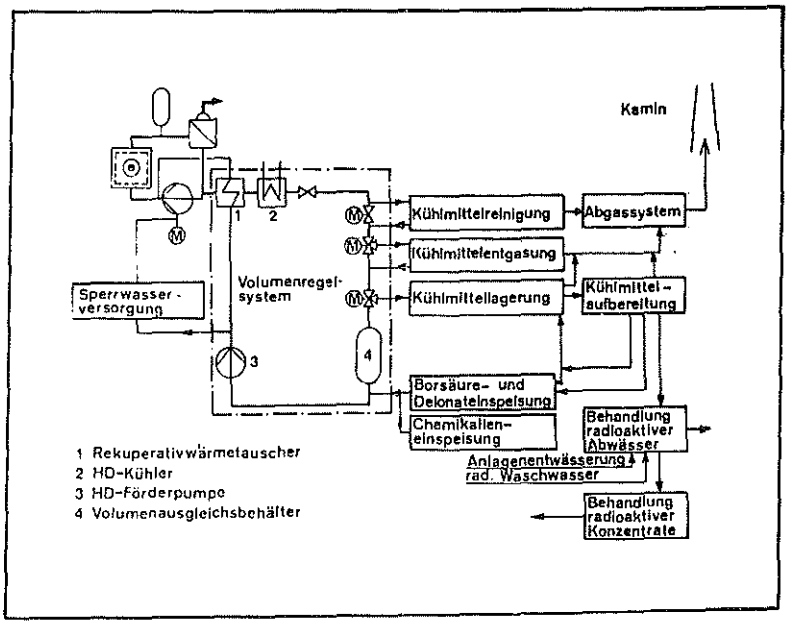
Schaubild 13 Prinzipschaltplan für eine Dampferzeugerdekontamination mit dem Ozox-A-Verfahren



Die Dekontamination des Gesamtprimärsystems in KCB wird mit den KKWeigenen Hilfssystemen durchgeführt. Im Schaubild 14 ist dies schematisch dargestellt.

Bei dieser Dekontamination des Gesamtprimärsystems wird mit einem Anfall von ca. 5 - 6 m^3 Waste in Form von Ionentauscherharzen gerechnet.

Schaubild 14 Prinzipschaltbild zur Dekontamination des Primärsystems einer DWR-Anlage mit dem Ozox-A-Verfahren



4.4.2 Elpo-S-Verfahren

Das Elpo-S-Verfahren wurde für die Dekontamination örtlich begrenzter Bereiche entwickelt. Bei diesem Verfahren wird mittels Schwammelektrode der Dekontelektrolyt auf die Oberfläche aufgebracht und durch Anlegen eines Gleichstromes die Dekontamination durchgeführt. Vorteil dieses Verfahrens sind die sehr kurzen Behandlungszeiten, der hohe Dekontfaktor und die einebnende Wirkung auf die Oberfläche. Dieses Verfahren ist bei allen Stählen einsetzbar - jedoch muß die zu dekontaminierende Fläche zugänglich sein. Die folgenden beiden Schaubilder zeigen Beispiele des Einsatzes.

Schaubild 15 zeigt die Dekontaminationseinrichtung für die Dekontamination von DE-Heizrohren im Dampferzeuger.

(Diese Dekontamination wird erforderlich, wenn einzelne Heizrohre zu Prüfzwecken getrennt werden und ein Aktivitätseintrag an der Schnittstelle in den Sekundärkreis vermieden werden soll.)

Schaubild 15 Dekonthilfseinrichtung zur elektrochemischen Dekontamination von Dampferzeugereinzelrohren mit dem Elpo-S-Verfahren

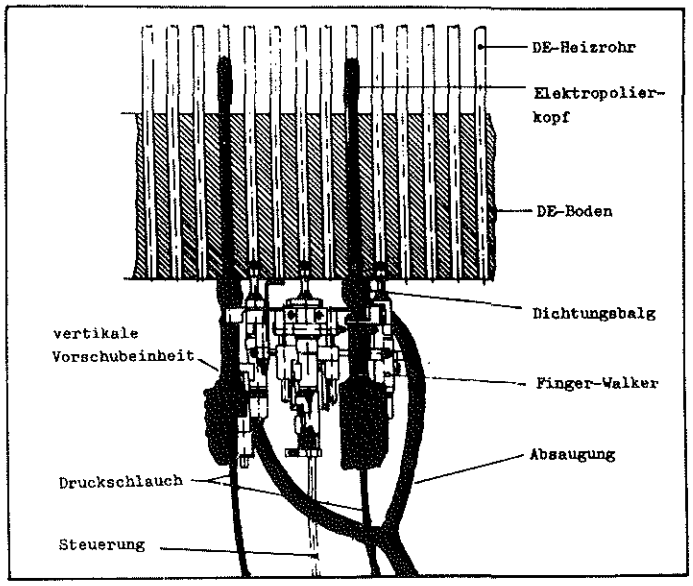
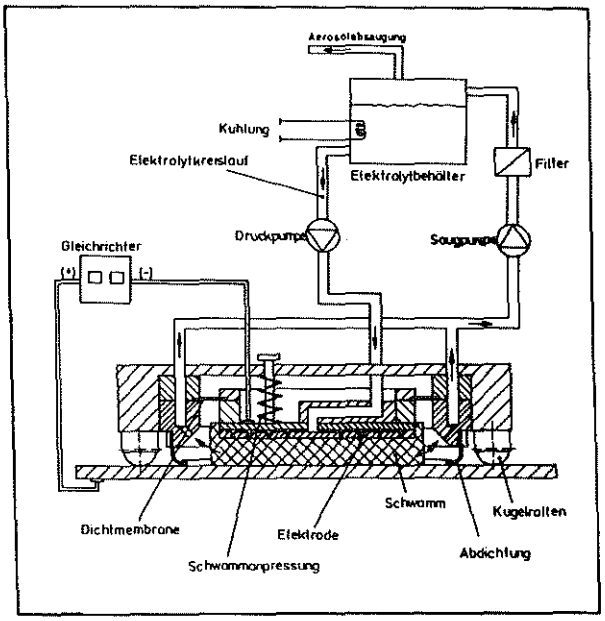


Schaubild 16 zeigt schematisch die Wirkungsweise eines Schwammelektropolierkopfes zur Elektrodekontamination freier Flächen. Der Elektrolyt wird hierbei über eine Pumpe in die Schwammelektrode geführt und seitlich über eine Absaugvorrichtung wieder von der Oberfläche entfernt. Abstandsvorrichtungen gewährleisten einen gleichbleibenden Abstand von der zu dekontaminierenden Oberfläche.

Schaubild 16 Dekonthilfseinrichtung zur elektrochemischen Dekontamination zugänglicher Oberflächenbereiche mit dem Schwammelektropolierverfahren



Mit einer Kopplung von 8 derartigen Schwammelektrodenköpfen werden z. B. Teile der Loopleitungen während des DE-Austausches im KKW-Obrigheim im Juli 83 dekontaminiert.

Der dabei eingesetzte Manipulator ist hierbei so konzipiert, daß er ferngesteuert umlaufend arbeitet.

Im vorlaufenden Qualifikationstest wurden beim Nachweis der Dekontwirksamkeit folgende Dosisleistungswerte vor und nach Dekontamination mit dem Elpo-S-Verfahren gemessen (Schaubbild 17).

Schaubild 17 Qualifizierung des Elpo-S-Verfahrens
Nachweis der Dekontwirksamkeit

Anlage	Komponente	Werkstoff	vor Dekont. (mR/h)	nach Dekont. (mR/h)
KWO	Rekuperativ WT	1.4550	600-900	≤ 20
KKW-Gösgen	DE	Incoloy 800	260	8
KKS	DE	Incoloy 800	360	2
GKN	DE	Incoloy 800	230	3

Im Zuge des Qualifikationstestes wurde u. a. die einebnende Wirkung des Elpo-S-Verfahrens auf die Oberfläche bestimmt. Diese Messung erfolgte über die Dekontprüfung nach DIN 25 415, Teil 1.

Die Ergebnisse zeigen, daß durch die Beseitigung der Mikrorauhigkeit die Oberfläche wesentlich dekontfreundlicher wird (Schaubild 18).

Schaubild 18 Dekontaminierbarkeit von Austenitoberflächen vor und nach der Behandlung mit dem Elpo-S-Verfahren (Prüfung nach DIN 25 415, Teil 1)

Probenmaterial	H_2O-Dekontamination DF	Tensid- Dekont. DF
Werkstoff 1.4541 (Kaltgewaltzt)	31	200
nach Elpos-Behandlung	245	670

Die letzten Jahre haben gezeigt, daß Dekontaminationsverfahren einem ständigem Wechsel unterliegen.

Unter der Zielsetzung

- noch materialschonender
- noch höhere Dekontfaktoren
- Minimierung des Sekundär-Wastes
- Absenken der Gesamt-Mann-Rem-Belastung unter Beachtung des gesamten Arbeitspaketes
  . Dekontamination
  . Reparatur/Austausch
  . Dekontmittelaufarbeitung
  . und Entsorgung

werden und müssen bestehende Dekontverfahren ständig optimiert bzw. Verfahren neu entwickelt werden. Nur so kann sich die In-Situ-Dekontamination von Komponenten und Systemen als eine der wichtigste und wirksamste Strahlenschutzmaßnahme behaupten und auf Dauer verstärkt auf KKW-Anlagen durchsetzen.

Podiumsdiskussion

Diskussionsleiter
A. Spang

Diskussionsteilnehmer
H.-O. Berthold
D. Brandt
J. Burke
J. Palmowski
J. Stickelmann

A. SPANG: Die bereits abgeschlossenen oder gerade noch laufenden Umrüstmaßnahmen in Siedewasserreaktoren haben zweifellos einen bedeutenden Strahlenschutzaspekt. Immerhin kann das Ausmaß der Umrüstmaßnahmen als 1/3 oder 1/4 Stillegung angesehen werden. Insofern sind die gewonnenen Erfahrungen und Erkenntnisse sicher in mehrfacher Hinsicht wertvoll.

Das Gespräch oder die Diskussion gilt dem Strahlenschutz und nicht den Umrüstmaßnahmen, und wir werden uns insoweit keine thematischen Grenzen auferlegen. Es gibt allerdings eine Grenze, und die ist bei 18.30 Uhr festgelegt. Daher wird die Diskussion ohne Verlängerung und ohne Abstimmung um diese Zeit enden. Um aber die Zeit bis dahin optimal zu nutzen, möchte ich keine großen erläuternden Vorworte geben, sondern ich habe die Herren gebeten, jeweils in sehr kurzen Statements ein paar Ausführungen zu machen, die einen ganzen Zusammenhang darstellen, was an Strahlenschutzmaßnahmen wohl erforderlich ist. Als erstes möchte ich bitten, daß Herr Brandt uns ganz kurz darlegt, wie denn die Organisation, die Vorbereitung, der Zeitbedarf für die Vorbereitung, der Gerätebedarf, der Personalbedarf, der Schulungsbedarf für eine solche Maßnahme ist. Sie verstehen, es ist ein so großes Gebiet, da müßte man lange darüber reden, aber vielleicht kann man das auch in kurze Worte fassen.

D. BRANDT: Ja, ich kann es mal versuchen. Eine Revision mit BE-Wechsel dauert heute in der Bundesrepublik ca. 6 bis 8 Wochen, je nach Umfang der Revisionsarbeiten. Die Planung und die Vorarbeiten für die Revision beginnen im Grunde mit dem Ende der letzten Revision durch die Arbeitsvorbereitung, die inzwischen wohl in allen Kernkraftwerken etabliert ist. Durch die Einbindung von Mitarbeitern des Strahlenschutzes in die Organisation der Arbeitsvorbereitung ist inzwischen auch sichergestellt, daß der Strahlenschutz an allen Arbeiten mehr oder weniger beteiligt wird und seine Maßnahmen langfristig festlegen kann. Die eigentlichen Vorbereitungsarbeiten beginnen ca. 6 Wochen vor Beginn der Revision. In dieser Zeit häufen sich auch im Strahlenschutz die Arbeiten, so daß man gezwungen ist, Zug um Zug Fremdpersonal für den Strahlenschutz einzustellen. Ein paar Zahlen zum Personalbedarf: für eine normal ablaufende Revision benötigt man heute zusätzlich 1 - 2 Strahlenschutzingenieure, 3 - 5 Strahlenschutztechniker, 30 - 40 Strahlenschutzwerker bei einem 4-Schichten-Rhythmus, 100 - 120 Strahlenschutzhelfer und Dekontaminierer bzw. Reiniger, einschließlich deren Vorarbeiter , und im Rahmen der Dosimetrie, der Strahlenschutzverwaltung und der Body-Counter-Untersuchungen ungefähr 4 - 6 Bürohilfskräfte. Neben der Vorbereitung der Arbeitsaufträge nach IWRS II liegt der Schwerpunkt der Strahlenschutzarbeit, in den letzten 14 Tagen vor Beginn der Revision selbst, im Bereich der Kenntnisvermittlung im Strahlenschutz und in der speziellen arbeitsplatzbezogenen Unterweisung für das Eigen- und Fremdpersonal. Man kann sich vorstellen, daß bei den benötigten 1000 bis 1500 strahlenexponierten Personen für eine Revision eine gute Vorbereitung durch Schulung unbedingt erforderlich ist, wenn die Arbeiten reibungslos durchgeführt werden sollen.

Für die Personendosisüberwachung werden heute neben dem amtlichen Dosimeter fast ausschließlich automatisierte bzw. teilautomatisierte Dosimetersysteme eingesetzt. Ein zusätzlicher Strahlenschutzgerätebedarf ergibt sich im wesentlichen bei der Arbeitsplatzüberwachung und bei der Überwachung der

Personenkontaminationskontrolle. Zum reibungslosen Ablauf bei der Endkontrolle an den Kontrollbereichsausgängen - auch hier gibt es in vielen Anlagen inzwischen zwei Kontrollbereichszu- und -ausgänge - benötigt man ungefähr 5-8 Ganzkörper-Personen-Kontaminationsmonitore. Der übrige Meßgerätebedarf ist ein Dosis-Leistungsmesser, Teledetektor oder Handmeßgerät für jeden diensthabenden Strahlenschutzwerker, mehrere 100 Stabdosimeter mit einem Meßbereich bis zu 1000 mrem bzw. Dosiswarner, sofern keine elektronischen Dosimeter zur allgemeinen Personendosisüberwachung eingesetzt werden, mehrere Meßplätze zur Wischprobenauswertung und ca. 20 Aerosol-Jod- und Edelgasmonitore sowie die gleiche Anzahl an Hochvolumenluftprobensammlern und Gammapegelwächtern zur Arbeitsplatzfernüberwachung bzw. Warnung. Für die letzteren Geräte bieten sich auch Kombinationen von kompakten Meßwagen, die ja inzwischen angeboten werden, an. Die hier genannten Zahlen für den Personal- und Meßgerätebedarf geben natürlich nur die Größenordnung wieder, und letztlich muß man wohl vor jeder Revision, in Abhänigkeit von den Arbeiten und von dem zur Verfügung stehenden Eigenpersonal, seine Planungen immer wieder neu beginnen und den Bedarf neu festlegen.

A. SPANG: Vielen Dank, Herr Brandt. Ich hatte Herrn Berthold, der uns ja eben einen übersichtlichen Vortrag über chemische Dekontmaßnahmen geboten hat, gebeten, doch etwas über die Vor- und Nachteile dieser Verfahren zu sagen und die Kriterien für die Auswahl zu nennen. Sind die Kriterien die Kosten, sind die Werkstoffe begrenzt, ist die Dosis begrenzt oder ist es die Zeit? Hier sollte man mal einsteigen.

H.-O. BERTHOLD: Ich würde gerne noch ein paar Worte über die Dekontamination verlieren und Ihnen in geraffter Form die Vor- und Nachteile der einzelnen Verfahren darstellen.

Bei den mechanischen Verfahren sehen wir vor allem folgenden Nachteil : Durch geringe Parameterveränderungen können Ober-

flächen stark aufgerauht und z.T. sogar geschädigt werden. Derartige Oberflächen führen anschließend im Betrieb zu erhöhter Dosisleistung. Mechanische Verfahren sind vor allem geeignet zur Dekontamination von Kleinteilen. Diese Verfahren werden daher auch vorzugsweise im Dekontraum der KKW-Anlagen eingesetzt. Zu den mechanischen Verfahren würde ich auch das Naßstrahlverfahren zählen, hierbei wird Deionat unter Zusatz von Inertmitteln wie Korund, Glasperlen etc. verwendet.

Ein weiteres Dekontaminationsverfahren wäre die Änderung der wasserchemischen Bedingungen im Primärsystem, während des Betriebes oder beim Abfahren der Anlage. Durch Einstellen oxydativer oder reduktiver Bedingungen können Aktivitätsbewegungen in Gang gebracht werden und diese Aktivität kann dann in Reinigungssystemen herausgefiltert werden.

Nach Meinung der KWU gehört die Zunkunft den chemischen und elektrochemischen Verfahren. Diese Verfahren sind am besten zu steuern und der Wasteanfall ist am stärksten zu reduzieren. Ich darf Sie an das Ozox-A-Verfahren erinnern, das ich Ihnen in meinem Vortrag vorstellte. Bei derartigen chemischen Verfahren, die für große Systeme und Komponenten entwickelt wurden, werden keine externen Hilfssysteme benötigt. Die Dekontamination läuft mit KKW-eigenen Systemen ab, was zu einer erheblichen Senkung der Dosisbelastung des Dekontpersonals führt.

Elekrochemische Verfahren sind für örtlich begrenzte Bereiche von ihrer Wirksamkeit her zur Zeit die günsigsten Verfahren. Werden für diese Verfahren noch die nötigen Apparate entwickelt, z.B. Apparate, die sich selbsttätig in den Rohrleitungen vorwärts bewegen etc., so haben diese Verfahren eine große Zukunft, vor allem für Bauteile bei denen die Freigabe erreicht werden soll. Dies gilt selbst für Bauteile aus dem Primärsystem, vorausgestzt natürlich, daß keine Aktivierung des Grundmaterials vorliegt.

Ich kann nur über Dekontaminationserfahrungen von KKW-Systemen und Komponenten berichten, Erfahrungen mit der Dekontamination von Räumen, Betongegenständen, Maschinen etc.,von denen in den anderen Vorträgen zu hören war, liegen bisher bei KWU nur spärlich vor.

Die Kriterien für die Wahl eines geeigneten Dekontaminationsverfahrens sind jedoch eigentlich immer die gleichen, das heißt:„Mit welchem Verfahren erreiche ich welches Ziel?"Da spielt mit eine Rolle die Wirksamkeit des Verfahrens, wie hoch der verfahrenstechnische Aufwand ist, ob die Komponente/ das Teil es eigentlich zuläßt, das gewählte Verfahren einzusetzen, welche Werkstoffe vorliegen, welche Zeit zur Verfügung steht und, natürlich, mit welchen Kosten das Verfahren verbunden ist. Bei Dekontaminationen in Kernkraftwerken liegt die Endentscheidung immer beim Betreiber , KWU kann hier nur Empfehlungen aussprechen. An dieser Stelle möchte ich auf den Vortrag von Herrn Bentele verweisen. In diesem Vortrag wurde die Frage gestellt, ob bei Dekontaminationsmaßnahmen entweder eine Kollektiv- oder eine Individualdosissenkung anzustreben sei. Bisher haben wir die Erfahrung gemacht, daß vor allen Dingen die Senkung der Individualdosis bei der Entscheidung, Dekontmaßnahmen durchzuführen, eine Rolle gespielt hat. Das heißt: Stehen nur begrenzt Fachleute zur Verfügung, ist eine Dekontamination zwingend. Selbst dann, wenn nahezu keine Kollektivdosisabsenkung erreicht wird, sondern nur die Dosis vom Fachmann auf das Dekontpersonal verlagert wird.

A. SPANG: Danke schön, Herr Berthold. Das war vielleicht ein Hinweis für die Diskussion: Kollektivdosis oder Einzeldosis, was ist wichtiger? Herrn Stickelmann möchte ich bitten, über die Durchführung des Strahlenschutzes an sich zu reden. Wie groß ist der Aufwand für Dosimetrie, Schutzkleidung, Atemschutz? Wo liegen interne Grenzwerte, Schwellenwerte? Wie läuft denn so etwas ab? Das ist doch ein Massenbetrieb, oder nicht?

J. STICKELMANN: Bezüglich der Ausrüstung zur Dosimetrie kann ich mich den Vorträgen von Herrn Brandt anschließen. Bei einer Revision in einem Druckwasserreaktor werden bis zu 1500 verschiedene Personen strahlenschutzmäßig überwacht.

Die Überwachung der Dosis beim einzelnen Mitarbeiter auf Tagesgrenzwert und Vierteljahreswert ist bei der Vielzahl der Kontrollbereichseingänge eines der wichtigsten und kompliziertesten Probleme.

Die Information über jeden einzelnen Mitarbeiter beim Betreten von Sperrbereichen oder Arbeitsbereichen über aktuellen Tagesdosis- und Vierteljahresdosisstand ist für den Strahlenschützer vor Ort, d.h. für den Mann, der vor Ort die strahlenschutztechnische Betreuung macht, von sehr großer Wichtigkeit. Diese Informationen sind m.E. nur mit Hilfe eines automatischen Dosiserfassungssystems mit Rechner und Ausgabeterminals zu erhalten. Bei diesem System können außerdem weitere wichtige Strahlenschutzpunkte abgerufen werden, wie z.B. die Information über Atemschutztauglichkeit o.ä..

Neben der Personendosimetrie halte ich es für sehr wichtig, daß,neben den allgemeinen Revisionsarbeiten, die größeren Reparatur- oder Umrüstarbeiten vom Strahlenschutz gesondert betreut werden. Das bedeutet, daß zwar eine eingehende Planung mit den entsprechenden Arbeitsablaufplänen gemacht wird; aber bei der Durchführung der Arbeiten halte ich es für wichtig, daß zum Ende eines Tages eine Bestandsaufnahme aus der Sicht des Strahlenschutzes gemacht wird.

Diese Bestandsaufnahme dient in erster Linie dazu, neu gewonnene Erkenntnisse beim weiteren Arbeitsablauf zu berücksichtigen; außerdem können in Verbindung mit der Instandhaltung die erforderlichen Dekontaminations- und Vorbereitungsmaßnahmen vom Strahlenschutz her in Angriff genommen werden. Es ist außerdem darauf zu achten, daß solche Umbauarbeiten immer von den gleichen Personen beaufsichtigt werden, d.h.,auch bei Schichtbetrieb stellt die Schichtleitung immer denselben Mann zur Beaufsichtigung ab.

Bei der Schutzkleidung und beim Atemschutz schließe ich mich den Ausführungen von Herrn Voelz an. Normalerweise werden die erforderlichen Arbeitsverfahren und Schutzmaßnahmen aus der Erfahrung des Strahlenschutzes gewonnen, d.h., von diesen Erfahrungen, über die heute schon mehrfach berichtet wurde - wie z.B. Vergleich Dekozelt/Absaugverfahren -,davon zehren wir im Endeffekt alle. Das gilt für die Arbeitsverfahren,z.B. Sägen, Trennen oder Brennen -, für die Schutzmaßnahmen - Zelt oder Absaugung - wie auch für die persönlichen Schutzmaßnahmen, die in vielen Fällen vorbeugend ergriffen werden, obwohl sie aus Dosisersparnisgründen meistens unterbleiben könnten. D.h., man sollte nicht immer den absolut sicheren Standpunkt der zusätzlichen Schutzkleidung einnehmen, sondern aufgrund von Erfahrungen und Messungen nur dann, wenn es zwingend erforderlich ist. Jede zusätzliche Schutzmaßnahme trägt sicher zu einer längeren Arbeitszeit vor Ort und damit zu einer höheren Dosis bei.

Vielleicht zum Schluß noch etwas zu den Grenzwerten:

Bei den Grenzwerten bezüglich der Dosis ist neben der KTA 1301, die eine Tagesdosis bzw. einen internen Wert vorschreibt, die in der Strahlenschutzverordnung genannte Kalendervierteljahresdosis wichtig. Bei dieser für die Revision wichtigen Dosis bleiben wir in der Regel mindestens 20% unter dem erlaubten Wert.

Ob die Dosis bei uns im Kraftwerk aufgenommen wird oder in Form von Vordosis vorhanden ist, spielt dabei keine Rolle. 20% unterhalb des Grenzwertes, d.h. bei 1800 bis 2000 mrem ist der obere interne Grenzwert erreicht.

Bei den Luftaktivierungsgrenzwerten kann ich mich den vorhergehenden Vorträgen anschließen. Unsere Konzentrationswerte bei Aerosolen, Jod und Edelgasen liegen etwa um einen Faktor 3 niedriger als die in diesen Vorträgen genannten Werte.

Ja, das wär's.

A. SPANG: Ja,vielen Dank, Herr Stickelmann. Herr Burke vom TÜV Bayern könnte uns eine Übersicht geben über die kritischen Situationen aus der Sicht des Gutachters. Engpässe, Problemfälle, Vorsorgemaßnahmen, Beurteilungskriterien für Auflagen ,die für Maßnahmen vorgeschrieben werden.

J. BURKE: Ich werde gerne aus der Erfahrung bei einer Umrüstung eines Kraftwerkes und bei diversen Revisionen, die ich selbst mitgemacht habe, einiges berichten und möchte gleich das Thema etwas relativieren. Kritische Situationen im eigentlichen Sinne hat es gar nicht gegeben. Es hat Probleme gegeben, die gelöst worden sind bzw. gelöst werden können. Es sind Strahlenschutzmaßnahmen ergriffen worden, die nichts gekostet haben; ich sage das, weil heute und gestern immer wieder die Kostenfrage beim Strahlenschutz im Raum stand. Strahlenschutzmaßnahmen, die nichts kosteten, waren organisatorische Maßnahmen, die durchgeführt worden sind zur Reduktion der Kollektivdosis. Ich möchte einige Beispiele geben. Die Abstimmung zwischen den einzelnen Organisationseinheiten muß sehr eng sein. Wenn die Organisationseinheit Wartung z.B. einen Arbeitsauftrag ausschreibt, dann geht die Organisationseinheit Strahlenschutz beim Ausfüllen des Strahlenschutzscheines natürlich davon aus, daß der derzeitige Zustand der Anlage zu berücksichtigen ist; aber oft ist es so, daß die Arbeit gar nicht sofort in Angriff genommen wird sondern erst wesentlich später. Wenn dann die Zusammenarbeit zwischen diesen Organisationseinheiten nicht klappt, dann kann es durchaus sein, daß die Maßnahmen, die der Strahlenschutz vorgeschlagen hat, nicht mehr greifen oder nicht mehr in dem Umfang greifen, wie es ursprünglich gedacht war. Dann gibt es noch Strahlenschutzmaßnahmen für das Personal direkt vor Ort. Es muß angehalten werden,Arbeitspausen und Wartezeiten nicht in hohen Strahlenfeldern zu verbringen. Dann möchte ich das

Problem von Dosisüberschreitungen, die auch hin und wieder mal vorkommen, ansprechen. Wenn man genügend oft die Dosimeter abliest und einen genügend großen Vorschaltwert zu intern oder extern vorgegebenen Grenzwerten einhält, kann man sich vor einer übermäßigen Strahlenexposition schützen. Ich möchte noch ein Beispiel bringen, wie man durch intensive Zusammenarbeit von Organisationseinheiten auch unnötige Strahlenexposition vermeiden kann. Zum Beispiel ist es vorgekommen, daß die Tagesdosen von Arbeitern, die Dübel saniert haben, zunächst unerklärlich hoch waren. Es hat sich dann herausgestellt, daß gleichzeitig mit der Dübelsanierung in einem Raum Maßnahmen am Verdampfer, nämlich Beizen des Verdampfers, vorgenommen wurden. Da haben sich radioaktive Teilchen in einer Rohrleitung niedergesetzt, die sich im Normalbetrieb dort nicht niedersetzen können. Bei funktionierender Kommunikation zwischen den Organisationseinheiten kann das nicht passieren. Das war eine vermeidbare Dosis, die Personen da empfangen haben. Das sind einige Beispiele - ich hätte noch ein paar mehr hier, aber ich glaube, die Zeit drängt -, da möchte ich das nicht weiter vertiefen. Es gibt aber noch einige Problempunkte und zwar auch einige größere Problempunkte, und zwar ist das der Abfall, der bei Umrüstungen anfällt. Es ist ein paarmal schon angeklungen, daß es Probleme mit der Messung von Oberflächenkontaminationen der Rohrleitungen gibt. Mein Nachfolger wird - glaube ich - auch noch etwas dazu sagen. Weiterhin ist es möglich, Rohrleitungen nach Freimessungen als konventionellen Abfall oder zur Wiederverwendung freizugeben. Da möchte ich noch einmal auf die Fe 55-Problematik verweisen. Es wurde ja heute in dem Vortrag schon gesagt, welche Grenzwerte das Meßverfahren hat. Aber ist dieses Meßverfahren bei großen Mengen geeignet? Bei einer Stilllegung tritt das gleiche Problem ja auch auf. In der Richtung muß noch weiter geforscht werden. Als vorletztes Beispiel möchte ich die, im Vergleich zu anderen Ländern, relativ hohen Personendosen nennen, die bei Revisionen und bei Umrüstungen, da hat man ja noch nicht

so viele Erfahrungen, für das Personal anfallen. Die Einflußgrößen sind qualitativ bekannt. Das ist z.B. die Fahrweise, das ist die Materialauswahl, das ist die Beschaffenheit des Materials; aber quantitativ weiß man da noch sehr wenig. Das erscheint mir als genereller Problempunkt. Als letztes möchte ich noch einen Problempunkt ansprechen, und zwar ist das der Hygienetrakt. Es hat sich jetzt bei Umrüstungen und Revisionen herausgestellt, daß fast immer der Hygienetrakt zu klein ist, und daß es immer Probleme gibt mit dem Ein- und Ausschleusen. Das ist dann auch im gewissen Maße nicht nur ein betrieblicher Aspekt sondern auch unter dem Blickwinkel des Strahlenschutzes zu sehen.

A. SPANG: Vielen Dank Herr Burke. Herr Palmowski kommt nicht zum Schluß dran, weil sein Name mit P anfängt, sondern weil er mit dem Ende der Kette zu tun hat, mit den radioaktiven Abfällen. Wir haben uns gefragt, was es da für Sorten gibt, wie es mit den Mengen der Verpackung steht, wie mit der Beseitigung. Was steht da an?

J. PALMOWSKI: Zur Abfallsituation ist zu sagen, daß im laufenden Betrieb eines Kernkraftwerkes ca. 40 - 50 t Abfall pro Jahr anfallen. Hinzu kommen vereinzelt spezifische Abfälle, so z.B. aus Umrüstmaßnahmen. Aus den verschiedenen Umrüstmaßnahmen lagern zur Zeit etwa 3.000 - 4.000 t Stahl in verschiedenen Kernkraftwerken oder deren Bereitstellungshallen.

Bei der Frage, ob man wie bisher lagern und warten soll, bis das Endlager fertig ist,oder verarbeiten soll, wenn es sinnvoll und erforderlich scheint, zeigt sich folgendes: Die Behandlungsverfahren für die laufend anfallenden Rohabfälle sind Dekontaminieren, Konzentrieren, Kompaktieren, fallweise Verbrennen oder Verdampfen. Die Vorgehensweise in der Verarbeitung ist von Kraftwerk zu Kraftwerk verschieden, jedoch ohne Probleme.

Bei den Abfällen aus Umrüstmaßnahmen ist es jedoch so, daß zum größten Teil Massen angefallen sind, die ohne Zusatzmaßnahmen am Kraftwerksstandort nicht verarbeitet werden können. Es ergibt sich also die Frage: „W e r kann w a s tun?"In jedem Fall wird aber eine mögliche Verarbeitung mit dem Ziel durchgeführt werden müssen, die Abfallmassen zu minimieren. Verstärkt ist man dazu übergegangen, den metallischen Schrott oder die Komponenten in Richtung schadloser Verwertung zu dekontaminieren. Man kann diese Arbeiten natürlich am Kraftwerksstandort durchführen. Das führt allerdings zu Einschränkungen des Kraftwerksbetriebes, zu einem erhöhten Personalbedarf am Kraftwerksstandort, eventuell zur Belastung der Infrastruktur und zu zusätzlichen Strahlenbelastungen und damit eventuell zu Genehmigungsproblemen.

Eine Alternative hierzu ist die Abfallbehandlung in externen Verarbeitungsstätten.

Derzeit bieten sich mehrere externe Verarbeitungsstätten an. Dies hat den Vorteil, daß der Kraftwerksbetrieb nicht gestört und kein Zusatzpersonal erforderlich wird, keine zusätzliche Belastung auftritt und keine Genehmigungsprobleme zu erwarten sind. Hinzu kommt, daß eine Anlage, die sich nur der Abfallbehandlung widmet, meist mehrere Verfahren einsetzen kann und so die Verarbeitung der Abfälle optimal durchführen wird. Man kann daher davon ausgehen, daß - soweit sinnvoll und möglich -

- wässrige Lösungen durch Verdampfung konzentriert werden
- das Volumen brennbarer Abfälle durch Verbrennungsanlagen bis zur Asche reduziert wird
- Mischabfälle oder unbrennbare Abfälle durch Kompaktierung mit Hochdruckpressen auf ein minimales Volumen eingeengt werden
- Schrotte und Komponenten dekontaminiert und schadlos verwertet werden und die Primärabfälle aus dieser Verarbeitung mit Hochdruckpressen ebenfalls im Volumen soweit wie möglich eingeengt werden.

Es hat sich gezeigt, daß, bei entsprechender Behandlung, zwischen 60 und 80% der Schrottmasse so dekontaminierbar sind, daß sie der schadlosen Verwertung zugeführt werden können. So z.B. wurden aus der Umrüstung des Kernkraftwerkes Würgassen die metallischen Abfälle in externen Anlagen so behandelt, daß die ersten 10 t ferritischen Schrottes von der Aufsichtsbehörde zur schadlosen Verwertung freigegeben werden konnten. Diese erste Charge wurde bereits eingeschmolzen.

Ein weiteres Beispiel ist die Verarbeitung der Brennelementaltgestelle aus dem Kernkraftwerk Unterweser. Die Verarbeitung wird ebenfalls in einer externen Verarbeitungsanlage durchgeführt. Auch hier wurde von der Aufsichtsbehörde die erste Charge des dekontaminierten, austenitischen, Schrottes zur schadlosen Verwertung freigegeben.

Insgesamt erwartet man, daß ca. 85% der vorhandenen austenitischen Schrottmasse schadlos verwertet werden können. Die Freigabe der gesamten Masse durch die Behörde steht jedoch noch aus.

Zusammenfassend kann man sagen, daß der 1979 begonnene Weg, schadlos zu verwerten, machbar und wirtschaftlich interessant ist, insbesondere, wenn man die Verarbeitung in einer dafür ausgelegten Anlage betreibt und alle Verfahren einsetzen kann, die für die optimale Verarbeitung und Minimierung der Abfälle und des Schrottes möglich sind.

Als sinnvoll hat sich bei der Verarbeitung gezeigt, wenn man bereits bei der Beladung der Transportcontainer eine Klassifizierung der einzelnen Abfallarten vornimmt, um danach problemfreier verarbeiten zu können. Anderenfalls müssen personal-, und damit dosisintensive, Arbeiten, die eigentlich vermeidbar dind, am Verarbeitungsort durchgeführt werden.

Insgesamt ist also das Ziel technisch und wirtschaftlich erreichbar, Abfälle mit minimalem Volumen - so z.B. Asche -, kompaktierte, unbrennbare und metallische Abfälle, Konzentrate sowie dekontaminierte, für die schadlose Verwertung verwend-

bare Schrotte und Komponenten, in das Kraftwerk zurückzuführen.

A. SPANG: Vielen Dank Herr Palmowski. Ich glaube, Sie haben einen Eindruck gewonnen von der Bandbreite der Strahlenschutzprobleme, die bei den Umrüstmaßnahmen oder bei sonstigen größeren Maßnahmen auftauchen, und ich glaube, es war schon gut, diese Probleme einmal vorzustellen bevor wir in die Diskussion eintreten. Darf ich Sie,aus dem Auditorium,nun bitten, Fragen zu stellen, die dann von den Herren beantwortet werden.

M. LASER: Herr Burke hat vorhin das Problem des Fe 55 angeschnitten. Ni 63 ist ein weiteres problematisches Isotop. Es wurde heute Nachmittag auch darauf hingewiesen, daß man eventuell unbekannte Isotope, die man noch nicht gefunden hat, nachweisen müßte. Ich frage mich, was hat das für einen Sinn, wenn wir jetzt nach Fe 55, Ni 63 usw., die wir nur so schwierig, wenn überhaupt, messen können, suchen. Wenn ich daran denke, daß der freigegebene Stahl hinterher eingeschmolzen wird und dieser eingeschmolzene Stahl eigentlich nur durch Gamma-Strahlung auf die Umwelt einwirkt, dann fehlt mir das Verständnis dafür, daß man solche Isotope sucht.

J. BURKE: Ich kann Ihnen die Frage beantworten: Man sucht nicht nach diesen Isotopen; sie sind vorhanden. Wir kennen alle die Strahlenschutzverordnung, in der steht: "Wenn das 10^{-4} -fache der Freigrenze überschritten wird ... .".Für Eisen gibt es demnach eine Freigrenze, und die muß man berücksichtigen.

M. LASER: Darf ich dazu gleich noch eine kurze Bemerkung machen. In der Strahlenschutzverordnung steht unter "Genehmigungsfreier Umgang" etwas vom 10^{-4} -fachen der Freigrenze je Gramm. Das ist vom BMI umgemünzt worden auf Abfall. Wir sprechen hier nicht von Abfall, das sollte man mal ganz

klar sagen, sondern vom Rezyclieren, d.h. von gefahrloser Wiederverwendung.

J. BURKE: Ich sehe aber keinen großen Unterschied zwischen Abfall und wiederverwendbaren Materialien. Ich meine, auch Abfälle können irgendwann einmal wiederverwendet werden.

A. SPANG: Herr Burke, darf ich da vielleicht einen eigenen Beitrag liefern. Also wenn auch, wie sich heute und gestern mehrmals herausgestellt hat, das Co 60 in den Kernkraftwerken das strahlenschutzbestimmende Radionuklid ist, so muß man doch natürlich auch dafür Verständnis haben, daß bei 1, 2 oder 3 Proben tatsächlich das Fe 55 einmal gemessen wird. Aber von da ab sollte eigentlich das Co 60 als das strahlenschutzbestimmende Nuklid angesehen werden. Alle anderen Radionuklide treten dann zurück. Damit wäre der Fall erledigt. Das ist, so glaube ich, im Sinne von Herrn Laser.

H. BONKA: Ich habe zwei Fragen. Die erste betrifft das Co 60, über das gerade gesprochen wurde. Ich frage Sie, Herr Spang, als Mitarbeiter von KWU. Wir wissen, daß Co 60 bestimmend ist für die Strahlenexposition der Arbeiter. Warum geht man mit der Kobaltkonzentration in den Strukturmaterialien nicht herunter? Das zweite, was ich fragen möchte, betrifft die Dekontamination bei Umrüstmaßnahmen. Wir haben gehört, welche Maßnahmen möglich sind. Wie war die Entwicklung bei den Dekontaminationsmaßnahmen bei den Umrüstarbeiten ausgehend von dem Kernkraftwerk Isar zum Kernkraftwerk Würgassen usw.? Was hat man bei den einzelnen Anlagen neu gelernt, und welchen Erfolg hatte man im Hinblick auf den Strahlenschutz?

A. SPANG: Darf ich zum ersten Punkt fragen, ob jemand im Raum ist, der das besser weiß. Meine Antwort lautet, daß selbstverständlich auf den Kobaltgehalt der Werkstoffe großer Wert gelegt wird und daß versucht wird, soweit möglich, den Kobalt 59-Gehalt zu senken. Es gibt natürlich Grenzen. Man

muß hinnehmen, daß eine Korrosion immer vorhanden und Kobalt gut aktivierbar ist.

R. HOCK: Ja,ich möchte auf die Bemerkung von Herrn Bonka antworten. Vielleicht aber vorweg noch etwas grundsätzliches.

Wir verfallen hier wieder in den Gedankengang, Strahlenschutz sei Selbstzweck: Wir wollen das "so gering wie möglich" unter Nichtbeachtung aller sonstigen Randbedingungen betreiben. Wir wissen, daß dies die Situation in Deutschland ist. Daher haben wir uns sehr wohl auch Gedanken über das Kobalt gemacht. Strahlenschutz ist jedoch nicht Alles im Kernkraftwerk und letztenendes kann ein voreiliger Strahlenschutz auch, unter Umständen, wenn dadurch eine schlechte Anlage entsteht, zu mehr Strahlenbelastung und zu sonstigen Problemen führen.

Wir waren also der Meinung, daß das Kobaltproblem in Ruhe und mit Überlegung angegangen werden muß, und wir haben ein intensives Werkstoffqualifikationsprogramm bei uns durchgeführt. Es fängt damit an, daß man zuerst einmal sehen muß, welches die Quellen sind. Sie sind im wesentlichen im Kobaltgehalt des rostfreien Stahles zu sehen. Das hängt mit der Korrosionsrate des rostfreien Stahles zusammen. Daneben gibt es die kobalthaltigen Werkstoffe, z.B. Steuerstabführungsrollen und Panzerungen an Ventilen. Wir müssen also erst einmal die Quellen identifizieren, und wenn wir diese Quellen in ihrer Gewichtigkeit kennen, müssen wir Ersatzwerkstoffe finden. Daraus können Sie direkt sehen, daß es bei den kobalthaltigen Hartwerkstoffen nicht so leicht ist, einen Alternativwerkstoff zu finden. Nichts desto trotz gehen wir davon aus, bald eine solchen Werkstoff zur Verfügung zu haben und einsetzen zu können. Soviel zur Beantwortung Ihrer ersten Frage.

A. SPANG: Danke, Herr Hock. Die zweite Frage von Herrn Bonka lautete, ob ein Lernprozeß im Gefälle, das ist jetzt nicht politisch oder sonstwie abwertend gemeint, von Philippsburg über Isar, Würgassen bis Brunsbüttel stattgefunden hat. Denn in dieser Reihenfolge ist ja die Nachrüstung erfolgt.

Herr Brandt, haben Sie aus Philippsburg oder Isar gelernt? Und was gab es zu lernen?

D. BRANDT: Ja sicher sind die Erfahrungen weitergegeben worden. Von Philippsburg vielleicht noch nicht so sehr, weil dort die Probleme verhältnismäßig gering waren. Es gab dort kaum Kontaminationen. Aber zwischen Isar, das ja der unmittelbare Vorläufer von Würgassen war, und Würgassen sind diese Erfahrungen ausgetauscht worden. Auch teilweise dadurch, daß ja das gleiche Personal, das in Isar die Arbeiten ausgeführt hat, anschließend nach Würgassen gekommen ist. Ein Beispiel nur, daß man gelernt hat. Früher haben wir im allgemeinen Abschirmmaßnahmen so nebenbei durchgeführt, das hat mal die Wartung gemacht, mal der Strahlenschutz, mal die Reinigung. Hier hatte es sich in Isar als zweckmäßig herausgestellt, eine Gruppe von ungefähr 15 bis 20 Monteuren mit einem Richtmeister als Vorarbeiter nur für Abschirmarbeiten einzusetzen. Und viele andere Dinge sind in gleicher Weise gelaufen.

R. HOCK: Vieleicht darf ich ergänzend zu dem, was Herr Brandt gerade gesagt hat, noch einen Beitrag liefern. Ich möchte daran erinnern, daß der Vortrag von Herrn Voelz ein wesentliches Thema, nämlich das Abtrennen durch Brennschneiden, hatte. Wir waren in Isar in der Situation, es als selbstverständlich zu betrachten, so etwas mechanisch machen zu müssen, weil bei dem Brennschneiden ja bestimmt zuviel Aktivität in die Luft freigesetzt würde. Wir führten dort ein Versuchsprogramm durch. Herr Dr. Hübner, der daran wesentlich beteiligt war, ist anwesend. In Zusammenarbeit mit den Kunden, und diesen natürlich an erster Stelle, waren wir nachher in der Lage, zu zeigen, daß bei diesem Brennschneiden absolut nicht die Aktivitäten freigesetzt werden, an die man vorher so rein von der Vorstellung her gedacht hatte. Herr Voelz hat ja nachher erklärt, daß es letzlich ganz simpel ist. Man braucht nur eine lokale Absaugung und nicht einmal ein Zelt. Durch diese Maßnahme z.B. war die

Strahlenbelastung bei dieser Umrüstung um ein Erhebliches, wir schätzen, um etwa 1000 man-rem, reduzierbar.

D. HÜBSCHER: Ich wollte vielleicht noch ganz kurz auf den letzten Punkt zurückkommen. Es gibt nach unseren Erfahrungen ein Bündel von Maßnahmen, das sich in der Reduktion der Strahlenbelastung des Personals ausdrückt. In erster Linie sind es organisatorische Maßnahmen, die von uns zur gezielten Vorbereitung des dort eingesetzten Personals praktiziert wurden, um die vor Ort arbeitenden Leute mit den Gegebenheiten, unter denen sie sich dann bewegten, vertraut zu machen. Es zeigt sich, daß diese Vorarbeiten Früchte getragen haben. Es hat sich weiterhin gezeigt - Herr Dr. Hock hatte es schon erwähnt -, daß wir durch die Kombination verschiedener Maßnahmen, z.B. des Brennschneidens als Trennverfahren und des gezielten Absaugens, doch zu einer relativ starken Verringerung der Strahlenbelastung gekommen sind.

A. SPANG: Danke. Wir müssen leider zum Ende kommen. Ich hätte gerne selbst auch noch eine Frage gestellt, die durchaus allgemeines Interesse finden könnte, d.h., zwei Fragen sind es eigentlich. Die eine Frage lautet: Wo sind die Möglichkeiten für eine weitere Minimierung? Erstens, und zweitens - wenn man die erste Frage stellen darf, oder muß, dann darf man auch diese Frage stellen -:Was kann man an Administration sparen, ohne an Strahlenschutz zu verlieren? Diese Frage ist auch erlaubt! Hierzu möchte ich Herrn Stickelmann fragen, ob er etwas zu den Möglichkeiten für eine Minimierung sagen kann.

J. STICKELMANN: Ich kann natürlich wenig zu Umrüstmaßnahmen sagen; aber wenn ich von der ganz normalen Revision in einem Druckwasserreaktor ausgehe, können wir ganz eindeutig sagen, daß etwa die Hälfte der Gesamtdosis einer Revision, das sind etwa 250 rem, auf Wiederholgungsprüfungen zurückzuführen ist. Das sind Wiederholungsprüfungen mit allen Vor- und

Nacharbeiten, wie z.B. Gerüstbau, Isolierarbeiten und allem weiteren, was damit zusammenhängt. Und in jedem Jahr werden fast die gleichen Rohrleitungen mit den gleichen Ergebnissen geprüft. Genauso sieht es bei inneren Prüfungen in Behältern und ähnlichem aus. Hier sehe ich schon Möglichkeiten, entweder den Prüfzyklus oder auch die Prüfmethoden im Sinne einer Reduzierung der Strahlenbelastung noch weiter zu verbessern; d.h., den Prüfzyklus oder den ganzen Prüfumfang zu verringern, oder die Zyklen zu verlängern und bei den Methoden wieder verstärkt zu mechanisierter Prüfung überzugehen, was zum Teil schon praktiziert wird.

A. SPANG: Ich bin erstaunt, daß das 50% sind; soviel hätte ich nicht erwartet.

J. STICKELMANN: Ja, vielleicht ist das auch nur eine Erfahrung beim ersten größeren deutschen Kernkraftwerk, Stade.

A. SPANG: Gibt es noch Möglichkeiten zur Minimierung? Oder, im Nachhinein betrachtet: Wo hätte man bei den Umrüstmaßnahmen wesentlich Dosen einsparen können.

D. BRANDT: Wesentliche Dosen hätten wir wahrscheinlich nicht sparen können, auch im Nachhinein betrachtet nicht. Was vielleicht verbessert hätte werden können, oder was man hätte besser machen können, waren die Kleinleitungsdemontagen. Das Augenmerk wurde auf die großen Leitungen - Frischdampfleitungen, Speisewasserleitungen - gerichtet, nicht aber auf die Vielzahl der Kleinleitungen, die ja nicht dekontaminiert werden konnten. Hier entstanden später doch erhebliche Dosisbelastungen. Man hätte vielleicht in umgekehrter Reihenfolge vorgehen sollen, d.h., erst die Kleinleitungen demontieren und danach die großen Rohrleitungen demontieren sollen. Das hätte eventuell doch zu einer wesentlichen Minimierung führen können. Aber, ob es tatsächlich dazu gekommen wäre, das kann man auch nicht mit Bestimmtheit sagen.

J. BURKE: Nein, ich meine, eine weitere Möglichkeit zur Dosisreduzierung gibt es eigentlich nicht mehr. Von den organisatorischen Maßnahmen habe ich berichtet, und ansonsten meine ich, war die eigentliche Umrüstung ja mit einer relativ niedrigen Kollektivdosis verbunden.

A. SPANG: Gibt es aus dem Auditorium noch Fragen? Es ist zwei Minuten nach halb sieben!

A. ETZWEILER: Bei den Revisionen treten ja erhöhte Strahlendosen auf. Mich würde interessieren, wie in Deutschland die Quartalsdosis interpretiert wird. Heißt das die maximal zulässige Dosis in 3 Monaten oder im Kalenderquartal?

A. SPANG: Das ist relativ einfach. Das steht in der Strahlenschutzverordnung. Pro Kalendervierteljahr 2,5 rem.

A. ETZWEILER: Sind es in einem Vierteljahr 2,5 rem?

A. SPANG: Ja, pro Kalendervierteljahr.

A. ETZWEILER: Dann ist die Frage aber noch nicht vollständig beantwortet.

A. SPANG: Und im Jahr 5 rem.

A. ETZWEILER: Also dann bringe ich ein Beispiel. Wenn ich im März zu arbeiten beginne, an einer Revision, als frisch angestellter Werktätiger, und in diesem Monat März diese Quartalsdosis akkumuliere, arbeite ich dann im April weiter, oder warte ich zwei Monate?

A. SPANG: Ich mache es genauso pragmatisch wie Sie: Am 30. März 2,5 rem und am 2.April 2,5 rem, und dann ist die Arbeit für das ganze Jahr getan.

A. ETZWEILER: Danke schön.

A. SPANG: So ist nun mal die Gesetzeslage. Wir sind uns darüber im klaren, daß nicht so verfahren wird. Gibt es noch Fragen? Ja, bitte.

D. BECKER: Ich wollte noch einmal auf die Frage zu sprechen kommen, was man tun kann, um letzten Endes die Strahlenbelastung für das Personal in Kernkraftwerken zu minimieren. Ich kann es mir nicht verkneifen, hier doch einmal zu sagen, daß ich mir hier vorkomme wie in einer Versammulung der Putzfrauen, die sich darüber unterhält, wie man den Dreck, der entstanden ist, optimal und mit den idealsten Mitteln wieder wegbekommt, und ich habe noch nichts gehört, gar nichts darüber gehört, wie man den Dreck überhaupt verhindern kann. Herr Bonka hat die Frage schon angeschnitten, ob man den Kobalt-Gehalt weiter minimieren kann; denn wir haben ja gehört, Kobalt ist letzlich der entscheidende Strahler in den Rohrleitungen und Systemen. Herr Hock hat darauf geantwortet, man könne das Kobalt noch reduzieren; man wird es aber sicherlich nicht auf Null bekommen. Unter dieser Voraussetzung ist nach meiner Meinung doch ganz klar, wie es weitergehen muß: Wenn ich das Kobalt in den Materialien nicht verhindern kann, dann muß ich verhindern, daß es aus den Materialien aus- bzw. von ihnen abgetragen wird. Ich muß also entweder die Korrosion oder die Erosion verhindern. Und wenn ich auch die nicht verhindern kann, dann muß ich schnellstmöglich dafür sorgen, daß es nicht zu einer Aktivierung des Kobalts kommt, d.h., bevor es mit dem Reaktorwasser in den Reaktorkern gelangt muß ich versuchen es über Filterung abzufangen. Dies sind nach meiner Meinung die technischen Möglichkeiten, einen im Vorfeld aktiven Strahlenschutz zu betreiben.

A. SPANG: Herr Becker, vielen Dank für den Lösungsvorschlag. Es ist jedoch jetzt halb sieben und all zu lange können

wir über die angedeuteten Möglichkeiten leider nicht mehr nachdenken.

R. HOCK [1]: Die von Herrn Dr. Becker vorgeschlagenen Methode, das Übel an der Wurzel zu packen, wird von uns angewendet seit wir Kernkraftwerke bauen. Die zusätzliche Methode, ergänzend auch, wie er es nannte, "Putzarbeiten" durchzuführen, ist in ihrer großtechnischen Anwendung eher jüngeren Datums. Wir haben uns immer bemüht aktivierbare Stoffe zu vermeiden, Korrosions- oder Erosionsraten niedrig zu halten, Materialien außerhalb des Strahlenfeldes so auszuwählen, daß der Eintrag aktivierbarer Korrosions- und Erosionsprodukte in das Neutronenfeld möglichst gering bleibt und außerdem entsprechende Reinigungssysteme vorzusehen, die eine Akkumulation von Aktivität im Kreislauf verhindern. Aber oft kann man dabei nicht alles gleichzeitig haben. Werkstoffe mit niedriger Korrosionsrate haben eben in aller Regel einen hohen Nickelgehalt, und ein hoher Nickelgehalt ist schon im Erz mit einem gewissen Kobaltgehalt verknüpft. Auch werden an den, durch Reibung oder Erosion stark beanspruchten Stellen, hochabriebfeste Materialien eingesetzt. Aber die zur Verfügung stehenden hochabriebfesten Werkstoffe haben eben einen hohen Kobaltgehalt. Da mußte man abwägen; da das Produkt aus Kobaltgehalt und Abrieb maßgebend ist, kann trotzdem ein Werkstoff mit hohem Kobaltgehalt optimal sein.

Zusammenfassend:
Die Vorschläge von Herrn Dr. Becker sind längst bedacht; nur ist oft die Verbesserung eines Gesichtspunktes mit der Verschlechterung eines anderen verbunden, so daß es abzuwägen gilt. Deshalb darf man ein bestimmtes Konzept auch nicht nur punktuell kritisieren, sondern muß es im Zusam-

---

[1] Auf Vorschlag des Tagungspräsidenten hat Herr Hock seine aus Zeitgründen knappe Antwort nachträglich erweitert und uns dankenswerter Weise zukommen lassen.

menhang beurteilen.
Absolut betrachtet, kann man vermutlich noch einiges verbessern. Das wollen wir auch tun, obwohl wir dabei darauf achten müssen, daß der Strahlenschutznutzen nicht durch andere sicherheitstechnische Nachteile erkauft wird oder mit unangemessenen Kosten verbunden ist.

A. SPANG: Wir sind am Schluß, und ich bedanke mich bei den Herren, die auf dem Podium gesessen haben, und vor allen Dingen für die Einhaltung der Zeit. Ich glaube, wir sollten einen Satz aussprechen, daß nämlich auch größere Wartungsarbeiten offensichtlich mit dem Strahlenschutz, den wir beherrschen, einwandfrei durchgeführt werden können. Das ist die Quintessenz der Sitzung von heute Nachmittag. Und ich weiß nicht, ob es notwendig ist, hieraus neuere Lehren zu ziehen, nachdem wir festgestellt haben, daß wir eigentlich nicht so viel Neues gelernt haben. Es mag für den einen oder anderen übertrieben klingen, wenn ich das sage; aber wenn Sie gehört haben, wie Herr Bertholdt mit dem Zeug umgeht und wie Herr Voelz die Maßnahmen beschrieben hat, so waren das ganz normale Dinge, und ich möchte fast sagen, Alltäglichkeiten, die besprochen wurden. Ich bedanke mich recht herzlich bei den Herren, vor allen Dingen dafür, daß Sie diszipliniert 3 bis 5 Minuten gesprochen haben. Ich bedanke mich bei Ihnen für die Fragen und für die Ausdauer, die Sie hatten, und schließe die Sitzung.

STÖRFÄLLE

Vorsitzender: K. Goebel

Three Mile Island Unit 2 Nuclear Power Plant Four Years Later

Henry K. Peterson, Manager

Radiological and Effluent Assessment
General Public Utilities Nuclear Corp.

Three Mile Island, Unit 2
P.O. Box 480
Middletown, PA. 17057

INTRODUCTION - This report was prepared in response to the request of Prof. Dr. R. Neider, President of the Swiss-German Health Physics Society and in supplement to the presentation of June 11, 1983, before that Society. Due to the time restriction of the presentation only a limited amount of information could be discussed. This report presents the information in more detail so that it will be of more benefit to the reader.

The report is intended to give an overview of the radiological conditions present at TMI with a brief history of what has been accomplished to date and also what is planned for the future. The present status of the Fuel Handling and Auxiliary Buildings is briefly summarized but since the major emphasis has been on the removal of fuel from the reactor vessel, most of the work performed has been in the reactor building. Therefore, most of the discussion in this report involves work which has been performed in the reactor building. Health Physics aspects of the cleanup effort are discussed as are some of the more political problems.

THREE MILE ISLAND PLANT AND AREA - The plant area of TMI, as shown in the aerial photograph of Figure 1, remains basically as it was at the time of the accident on March 28, 1979. The area is diagrammed in the plot plan of Figure 2 to show the buildings/facilities associated with each of the plants (Unit 1 or Unit 2). At the time of the Unit 2 accident, Unit 1 was shut down for refueling and has been shut down to this date. Shortly after the accident, it was deemed necessary by the Nuclear Regulatory Commission (NRC) to separate the two units. The dashed line of Figure 2 through the Fuel Handling and Auxiliary Buildings illustrates where this line of demarcation was established. Because of this separation of plants, there was to be essentially no facility that serviced both plants. The concept of separation was deemed necessary so that cleanup efforts at Unit 2 would not adversely impact the eminent return to power of Unit 1 and visa versa.

Unit 2, a sister unit to Unit 1, is also a pressurized water reactor (PWR) designed to operate at 2772 $MW_{thermal}$ or ~ 910 MW_{elec}. The nuclear steam supply system was designed and manufactured by the Babcock & Wilcox Co. and the architect-engineer for the balance of the plant was Burns & Roe, Incorporated. At the time of the accident, the reactor had operated for about 100 effective full power days (EFPD) and on 3/28/79 was operating at about 98% of rated power when the accident occurred.

The Three Mile Island Plant is located on an island in the Susquehanna River nearly three miles downstream of Middletown, Pennsylvania and about ten miles southeast of Harrisburg, the capitol of the state of Pennsylvania. The area around TMI is very similar to the areas surrounding Mannheim, or Karlsruhe, Germany and is dominated in the largely rural areas surrounding the island by farming and dairy activities. Where farming activities have not cleared the land, deciduous forest stands predominate. The population out to a distance of ten miles from TMI includes about 170,000 people.

BRIEF REACTOR BUILDING DESCRIPTION - In order to understand the subsequent brief description of the accident and the subsequent fission product distribution within the plant, a brief description of the reactor building is provided. As illustrated in the elevation drawing of Figure 3, the reactor building contains three main floors: the 282'6" elevation floor (or basement floor), the 305' elevation floor (the floor level is equal to the ground level and contains the 2 personnel airlocks and the 1 large equipment hatch), and the 347' elevation floor, where refueling activities occur. The floor levels, which are designated by elevations above sea level, are illustrated in Figures 4 through 6, respectively. All Reactor Coolant System (RCS) components (reactor vessel, RC pumps, once-through steam generators, and the pressurizer are contained within the 1.37 meter (4.5 ft.) thick concrete, secondary shield "D-ring" structures. The reactor vessel is encircled by the "primary" concrete cylindrical annulus which is 1.52 meters (5 ft.) thick. Steam lines pass from the steam generators down within the D-rings and through an area enclosed by "impingement" area walls located on the 282' 6" floor elevation and then to the turbine building. The concrete floors at the 305' and 347' elevations are nominally 20.3 cm (8 inches) thick except for a portion of the 305' floor located above the impingement area and the Reactor Coolant Drain Tank (RCDT) cubicle. This secton of floor is 0.91 meters (3 ft.) in thickness.

ACCIDENT DESCRIPTION & FISSION PRODUCT FLOW PATHS - As previously stated, the reactor was operating at about 98% of rated power when it was shutdown on March 28, 1979. At about 175 minutes post shutdown due to the pressure operated relief valve (PORV) sticking open, the reactor core began to be uncovered.[1,2] According to calculations performed by NSAC[2], for reactor operating parameters applicable to TMI-2, a region of the core (see Figure 7) experienced temperatures as high as 2200°C (4000°F). Subsequently, very high radionuclide concentrations were measured in the Reactor Coolant System (RCS). An initial RCS sample taken on March 29, 1979 and three other samples taken about 1, 2, and 3 years after were analyzed to contain radionuclide concentrations as shown in Table I[3]. RCS concentrations for an eight month period for the radiologically significant isotopes are tabulated in Table 2[4].

The major pathway of radionuclide release to the reactor building was through the pressurizer, the PORV, the Reactor Coolant Drain Tank (RCDT) and then out through the rupture disc in the RCDT 45.7 cm. (18 inch) diameter vent line into the Reactor Building basement area (at the 282'6" elevation - see Figure 4). As a result of increasing Reactor Building (RB) air temperatures, the RB air cooling units, located at the 305' elevation (See Figure 5) came on

and remained on until early in 1983 when they were shutdown temporarily for decontamination and a small amount of preventive lubrication maintenance. During operation, in the initial phases of the accident, these cooling units caused fission products, released with steam from the RCDT, to be drawn from the basement area through the open stairwell, through the 305' floor penetrations, and through the seismic gaps to the top of these five cooling units and then to be redistributed back into the D-rings, and toward the top of the reactor building by means of the LOCA Ducts (See Figure 6). Another radiologically significant event associated with the operation of these cooling units was that early in the accident Unit "D" experienced a leak in the cooling coil which released partially cleaned river water to the reactor building. From about March 28, 1979, until May 27, 1979, when this leak was realized and cooling flow to Unit "D" was terminated, an estimated 3.89 x 10^5 liters (1.03 x 10^5 gallons)[5] of river water leaked to the RB basement. Entrained in this water was a small, but significant, amount of river silt.

Because of RCDT discharge and water accumulation in the RB sump, the RB sump pumps automatically started and pumped water to the Miscellaneous Waste Holdup Tank[6] located in the Auxiliary Building. In addition to this flow of contaminated water to the Auxiliary Building, letdown from the RCS to the Makeup and Purification System also transferred fission products to the Auxiliary Building. Fission product flow paths during the accident are illustrated in the diagram of Figure 8[5]. Resulting accumulated amounts of contaminated water in the two major locations are as summarized in Table 3.

TABLE 3

CONTAMINATED WATER LOCATIONS

	REACTOR BUILDING ("SUMP")	AUXILIARY & FUEL HANDLING BLDG.
LITRES:	2.46 x 10^6	2.81 x 10^6
CURIES Cs-137:	2.8 x 10^5	3.5 x 10^4
% of Total*:	~36%	~4%
CURIES Sr-90:	1.3 x 10^4	1.85 x 10^3

*TOTAL AVAILABLE IN TMI-2 CORE BASED ON B&W LOR-2 VERSION OF ORIGEN COMPUTER CODE - MARCH '82.[7]

UNIT 2 FACILITY CHANGES/MODIFICATIONS - There have been five facility changes/modifications since the accident at Unit 2 constructed to aid in the process of cleanup. These facilities, also located in Figure 2 are briefly discribed in the chronological order they were constructed, i.e.:

a) Epicor 2
b) Solid Waste Staging Facility (SWSF)
c) Submerged Dimineralizer System (SDS)
d) Processed Water Storage Tanks (PWST), &
e) Interim Solid Waste Staging Facility (ISWSF)

EPICOR 2 - Epicor 2, shown diagrammatically in Figure 9, is a facility consisting basically of three ion exchange resin columns (or liners) arranged in series with associated piping, pumps, valves, and tanks designed and licensed to decontaminate the 2.46 x 10^6 liters (6.5 x 10^5 gallons) of water that was initially transferred to the Auxiliary and Fuel Handling Buildings. This facility was designed and installed within six months of the accident and decontamination of the water contained within these two buildings had been completed by August, 1980. The 3.98 x 10^4 curies of principal fission products (Cs-134, Cs-137, & Sr-90) contained in this water were immobilized on fifty (50) liners with curie contents of 75 to ~ 2000 curies per liner. The construction of a "liner", either a "4 x 4" (1.22m diameter by 1.22m high) or a "6 x 6" (1.83m diameter by 1.83m high) is the same as for the 4 x 4 liner illustrated in Figure 10. Liner resin was taylor mixed to optimize retention of nuclides in the water to be decontaminated.

SOLID WASTE STAGING FACILITY - The facility constructed to store Epicor 2 liners, known as the Solid Waste Staging Facility (SWSF) is located south of the Unit 2 cooling towers as illustrated in Figure 2. An aerial photo of the major portion of this facility is shown in Figure 11. This concrete facility, which is about half below ground, is 59 meters (194 ft.) long by 17.5 meters (57 ft.) wide and contains 120 cells that will accommodate the storage of 240 4 x 4 or 6 x 6 liners. The walls of each individual cell are 1.22 meters (4 ft.) thick and each cell contains its own individual lid, also constructed of concrete 0.91 meters (3 ft.) thick. The concrete block structure seen atop this facility was designed and built for the remote purging of each of the liners of hydrolytic hydrogen which had accumulated in the liners during storage. At the time of the Aachen meeting, 38 of the 50 liners stored in this facility had been shipped off site for investigation or disposal.

SUBMERGED DEMINERALIZER SYSTEM (SDS) - The Submerged Demineralizer System, diagrammatically illustrated in Figure 12, was designed and licensed for the decontamination of the 2.46 x 10^6 liters (650,000 gals.) of higher concentration water that existed in the RB basement and in the Reactor Coolant System. This system consists basically of a series of up to eight ion-exchange vessels, each containing about 0.283 cubic meters (~10 ft.^{3}) of resin, and the necessary compliment of piping, valves, pumps and tanks. Since the resin vessels for SDS, illustrated in Figure 13, were designed to contain up to a total of 60,000 curies of Cs-137, the system was placed in the Fuel Handling Building fuel pool "B" to utilize the water of this pool for shielding of the pipes and vessels. As illustrated in Figure 12, water was

pumped from the reactor building basement area in batches of ~1.9×10^5 liter (50,000 gallons), stored in batch tanks and processed as the system would allow. As of March 1983, the 2.8×10^5 curies of Cs-137, 2.3×10^4 curies of Cs-134, and 1.2×10^4 curies of Sr-90 contained in the reactor building "sump" water had been transferred to 9 SDS vessels(8).

Water used to fill the fuel pool was water processed by Epicor 2 that had previously contaminated the Auxiliary and Fuel Handling Buildings. Since this water had been decontaminated to 10^{-3} to 10^{-4} μCi/ml of total gamma emitting activity, the water does not contribute significantly to personnel exposures. Since Epicor 2 did not remove the tritium from this water, tritium monitoring capabilities were installed in the ventillation exhaust for the area in the vicinity of the pool. Tritium evaporation from the pool, containing H-3 at ~0.1 μCi/ml was not foreseen to be a personnel inhalation problem and monitoring has confirmed this. Radiological Controls concerning wiping or rinsing of tools and components taken from the pool have minimized contamination control problems in this area also.

In the process of making SDS operational, it was determined that processing RB "sump" water through SDS and Epicor 2 would produce significant additional decontamination advantages. Therefore, Epicor 2 has been used to "polish" the SDS effluent from the RB "sump".

PROCESSED WATER STORAGE/TANKS - Early after the accident, an agreement was made between GPU and appropriate parties located downstream of TMI that all decontaminated "accident generated water" would be stored onsite and not released to the river, no matter how well SDS/Epicor 2 performed. As a consequence, GPU has constructed two 1.89×10^6 liter (500,000 gallon) tanks for the purpose of storing the processed accident generated water. Location of these tanks are also shown on Figure 2. An ultimate disposal process for the "accident generated water" will be determined in the future.

In an effort to minimize the generation of contaminated water, water processed by the SDS Epicor 2 combination has been used for decontamination activities inside the reactor building such as low pressure flushing, high presssure flushing (hydrolazing), or rinsing of surfaces. The purpose of these activities has been gross decontamination to remove the majority of loose, removable contamination in an effort to help eliminate the requirement for respirator use within the building.

INTERIM SOLID WASTE STAGING FACILITY (ISWSF) - Two items factored into the construction of the Interim Solid Waste Staging Facility: a) the proposed volume of waste that was projected to be generated by the Unit 2 cleanup, and b) a directive issued by the NRC(9) advising utilities to construct facilities for the interim storage of waste for periods of up to 5 years. This facility, located east of the reactor building as shown in Figure 2, was constructed for interim storage of 208 liter (55 gal.) drums, low specific activity (LSA) boxes and low-level resin liners with surface exposure rates up to about 2 R/hr. Only solid waste can be located in this facility and is packaged in the container that will be used for shipment.

CONTAINMENT AIR CONTROL ENVELOPE (CACE) - Under present construction at the location adjacent to and immediately outside the RB equipment hatch is a relatively large structure known as the Containment Air Control Envelope (CACE). The function of this facility is to enable the movement of materials into and out of the reactor building while maintaining control of airborne activity. This facility will have HEPA filtered and monitored airborne effluent capabilities and will allow, when necessary, both personnel airlock doors to be open simultaneously to allow lengthy pieces of equipment to be taken into or out of the building. Completion of this facility will also allow ingress through one of the airlocks and egress out the other, a much more satisfactory personnel management option (from a health physics standpoint) than ingress & egress through one opening.

AUXILIARY & FUEL HANDLING BUILDING DECONTAMINATION STATUS - To date 85-90% of the Auxiliary and Fuel Handling Buildings have been decontaminated. The systems responsible for the majority of the contamination of these buildings were the Waste Disposal Liquid (WDL) System and the Makeup and Purification (MU&P) System. The WDL System pumped water from the Reactor Building Sump during the initial phase of the accident to the Auxiliary Building Sump Tank which was nearly filled and contained a ruptured rupture disc[6]. At 3 hours 35 minutes after reactor shutdown it was noticed that the basement floor (282'6" elevation) had been flooded[1]. Letdown flow through the Makeup and Purification System was also a major Auxiliary Building contamination contributor and components fed by this system to this day remain nearly as contaminated as initially after the accident except for the reduction in activity due to radioactive decay. Flowpath of the MU&P System is illustrated in Figure 14[10]. To date, the remaining major contaminated areas of the Auxiliary Building are the areas which contain components of this system. A discussion of the Makeup and Purification System demineralizer cubicles will illustrate the magnitude of the operational and health physics problems that are associated with this system.

The cubicles that contain the MU&P System demineralizers, located on the 305' elevation of the Auxiliary Building are shown in the drawing of Figure 15. Each cubicle "A" & "B" contains one demineralizer vessel which is 1.22 meters (4 ft.) in diameter, 1.83 meters (6 ft.) high and contained 1420 liters (50 cubic ft) of resin. These cubicles were known to contain very high radiation exposure rates after the accident and have not been entered by personnel since before the accident. However, the cubicles have been surveyed by strings of TLDs positioned through cubicle penetrations and by a robot, SISI (System In-Service Inspection), to give the cubicle exposure rate data shown in Figure 16, for cubicle "A", and Figure 17, for cubicle "B"[11]. The respective tank exposure rates of 2780 R/hr and 1200 R/hr are known to be due primarily to the cesium isotopes (134 and 137) from analyses of samples taken from these tanks in April, 1983. Exposure rates measured at about 10 cm. from the samples of about 10 grams are as shown in the table below. Preliminary isotopic sample "B" analytical results are also tabulated.

	"A" Demineralizer Sample	"B" Demineralizer Sample
	(wet)	(dry)
γ	150 mR/hr	800 mR/hr
β	3 Rad/hr	40 Rad/hr
β/γ ratio	20	50
μCi/ml* for:		
Cs-134	---	180
Cs-137	---	2,640
Sr-90	---	14.4

*values as of 5/20/83

The robot used for making the radiological survey measurements is shown in the photograph of Figure 18 and illustrates the capabilities for taking several types of data. The robot is a relatively slow tracked vehicle which is connected to cords and cables for power and data transmission which may be a drawback if it is to be used in highly contaminated areas. The robot contains its own intense light source and pan & zoom video camera which transmits the image to a screen at the location from which the robot is controlled. It also contains an arm for holding a radiation survey instrument and one capable of taking smears. The cans located on the front of the robot chassis are for deposition of smears once they have been taken.

One other major concern of the MU&P System was the amount of fuel fines contained in the demineralizer tanks. The Westinghouse Hanford Company was selected as the lead contractor to coordinate the Department of Energy Richland Operations Office efforts to perform measurements to determine amounts of fuel contained in these tanks[11]. For these measurements, taken at locations denoted by the solid circles of Figure 16, Solid State Track Recorders (SSTR's) were used. Construction of the SSTR's is illustrated in Figure 19. Analysis of the data recorded by these devices indicates that there is 1.7 ± 0.6 kg of uranium in the "A" demineralizer. Less fuel is expected to be contained in the "B" demineralizer due to operational considerations at the time of the accident.

Eventual removal of resin from these demineralizer tanks will require development of a method to make them sluicable since the resin, at least in the "B" demineralizer, has solidified into a solid mass and is coated with a layer of boron crystals. The physical distribution of the resin in the "B" demineralizers is indicated in the resin profile of Figure 17 and was determined by the placement of a fiber optic device and sampling probe through the resin addition line from the top of the vessel.

Extrapolation of the above described data indicates that shortly after the accident, the demineralizer cubicles contained general area radiation fields as high as several ten thousand R/hr.

REACTOR BUILDING DECONTAMINATION EFFORTS - As stated previously, major emphasis in the decontamination effort has been directed toward removal of fuel from the reactor vessel. Because of this management direction, more decontamination work has been performed in the reactor building than has been performed in the Auxiliary or the Fuel Handling Buildings. The general contract for RB decontamination has been let to Bechtel Corporation with general direction being given by the owner/operator General Public Utilities Nuclear Corporation (GPUNC). Major milestone accomplishments toward reactor building decontamination are tabulated in Table 4.

TABLE 4

TMI-2 RECOVERY PROGRAM
MAJOR ACCOMPLISHMENTS

		COMPLETION
°	KRYPTON PURGE	6/80
°	FIRST CONTAINMENT BLDG. ENTRY	7/23/80
°	AUXILIARY BLDG. WTER PROCESSING THORUGH EPICOR SYSTEM (565,000 GAL.)	12/80
°	RB BASEMENT WATER PROCESSING THROUGH DEMINERALIZER SYSTEM (SDS) (600,000 GAL.)	ON-GOING
°	GROSS DECONTAMINATION OF CONTAINMENT BUILDING	5/82
°	"QUICK LOOK"	7/82
°	REFURBISHMENT OF POLAR CRANE	2/83
°	DOSE REDUCTION PROGRAM (PHASE 1)	3/83

Following the krypton purge of June-July, 1980, when 44,000 curies of Kr-85 were purged from the reactor building[11], and the first reactor building entry (Figure 20) of 7/23/80, a reactor building entry program was established for the purpose of data acquisition and decontamination of the building. The initial RB entries were dedicated to the measurement of radiation fields at various locations within the reactor building and taking pictures of conditions that existed. During the first fifteen RB entries, the reactor building basement area contained about 2.46×10^6 liters (630,000 gallons) which was determined from a sample taken on May 14, 1981, to contain isotopic concentrations tabulated in Table 5[13].

The radiological consequences of this highly contaminated pool of water was the creation of a significant radiation field within the reactor building. Measurement of this field just below and just above the covered hatch of the 305' elevation was 40 R/hr and 10 R/hr, respectively. This field and others created by highly contaminated surfaces required significant and extensive precautions against personnel overexposure and contamination as indicated by the protective clothing of the reactor building entrants (see Figure 21). In addition to the radiological precautions, other precautions were necessary to assure the safety of the RB entrants. Communication with the RB entrant was necessary while he and his companion were in the reactor building. Emergency lights were required during the initial entries. Since beta fields were largely unknown, the entrants wore TLD's at the following locations

a) under both feet
b) six inches below each knee
c) six inches above each knee
d) chest
e) between shoulders on back
f) on cord around neck (outside of protective clothing)

and wore firemen's boots and rubber pants to protect against unknown beta fields. As a result of the extensive amount of protective gear worn by the entrants and the moderately high temperature within the reactor building, a problem of personnel overheating was experienced. This problem was corrected by providing ice-vests to the entrants but were found to provide cooling for a maximum of only about 30 minutes. A disadvantage of these vests is that they add considerable weight to the entrant.

Physical conditions found in the reactor building, shown in the photographs of Figures 22 through 25, illustrate evidence of the high temperature and the high humidity environment that existed inside the building in the early phase of the accident.

In the two year period between October 1980 and October 1982, several major attempts had been made to reduce the exposure rate within the reactor building: a) gross decontamination of RB surfaces at the 305' and 347' elevations, and b) removal of the highly contaminated water from the building basement. These two events served to reduce the overall exposure rate by about 4 - 5%. During this period of time, radioactive decay had been the biggest factor in the reduction of the exposure rate, reducing it from about 450 mR/hr, as measured on 10/80, to about 350 mr/hr as measured on 10/82. Because of the ineffectiveness of the foregoing decontamination effort, a Dose Reduction Task Force was convened to assemble the appropriate data, analyze it and make recommendations that would be effective in reducing personnel exposure rates. Conditions and predictions before the task force were as described below.

On October 1, 1983, as illustrated in Table 6, the hundredth Reactor Building entry had occurred. Over more than two years, 1379.5 man-hours had been spent within the Reactor Building during which 280.6 man-rem of exposure had been accumulated. These values equate to an effective average in-containment, time-independent, exposure rate of 203.5 mR/hr. To evaluate trends in this exposure rate over the 2 year period since the first reactor building entry

occurred on July 23, 1980, man-rem accumulated over 10-entry periods were divided by man-hour values for the same periods of time. The resulting exposure rate values, although being more time-dependent, are still independent of reactor building location and reflect average exposure rates. Values are graphed in Figure 26. The lower exposure rates observeo for the later 30 entries were the result of incore inspection and polar crane refurbishment during which the majority of the entry period was spent in the higher reactor building elevations. To determine the time-dependent, elevation-specific exposure rate, digital self-reading dosimeter readings were reviewed. Because the radiation field varies widely within the building, the Command Center tracks each individual's digital dosimeter readings to assure that exposure limits established for an entry are not exceeded. Therefore, it was possible to determine an average elevation-specific exposure rate applicable to a given point in time. These data are also grapheo on Figure 26.

Three (3) years and ten (10) months following the accident at TMI, Unit 2, exposure rate information within the reactor building showed that for the 305' elevation floor, the average exposure rate was ~350 mR/hr and for the 347' elevation, it was an average of ~150 mR/hr. At these exposure rates, experience with work within the building showed that personnel accumulated a quarterly dose limit in about 12 hours and an annual dose limit in 20 hours. With dose accumulation rates of this magnitude, and considering the forecasted number of man-hours to be spent inside the reactor building to perform various operations (polar crane refurbishment, head lift, etc.) required for the eventual removal of the core fuel, it could readily be understood that if significant exposure reduction was not accomplished before these tasks were begun, they would be very man-rem intensive. For example, for the 2500-6000 man-hours projected for reactor head lift, it had been estimated that between 750 and 1800 man-rem would be required to accomplish this single task--assuming the average exposure rate was ~300 mR/hr. This total integrated exposure equates, for this single task, to exposing 150 to 360 personnel to the annual administrative exposure limit of 5 rem/yr, a clearly unacceptable condition from a radiological standpoint.

Initially, the schedule established for the eventual fuel removal was predicated on the assumption that decontamination operations leading to 'headlift' would reduce dose rates such that operation could be performed in an average area exposure rate of 10 mR/hr. Since this predicted exposure rate had not been achieved over the past two years, a detailed evaluation of radiation fields within the reactor building was conducted to characterize the radiation source terms. Once radiation source terms and respective resulting exposure rate contributions had been identified, then a more efficient recovery plan could be established that would be far less man-rem intensive. The plan for recovery thus far had focused on the rapid removal of fuel from the reactor with little consideration of the man-rem expenditure required to obtain that objective. Therefore, the basis of this analysis was to provide a sound justification for the restructuring of the recovery plan that would adhere to the ALARA principle of keeping personnel exposure to as low as reasonably achievable and, in the long term be monetarily cost effective for GPU.

Sufficient data had already been acquired to allow the radiological source terms to be identified, and in many cases, quantified.

REACTOR BUILDING DESCRIPTION - To allow the reader to appreciate and understand subsequent discussion of the radiological source terms that have been identified within the reactor building, a description of structural components and arrangements is presented.

282 Ft. 6 in. Elevation Floor - Components and structures located at the 282 ft. 6 in. elevation are as presented in the diagram of Figure 27. This diagram shows four distinctly different typs of surfaces of interest: 1) the reactor building steel liner, 2) the cinder block structure enclosing the elevator and stairwell No. 2, 3) the 3000 psi concrete structures represented by single line hatching, and 4) the 5000 psi concrete floor and structures represented by cross hatching. The painting schedule for the reactor building indicates that for the steel liner the coat consists of a 6 mil thickness of Phenoline No. 368 over the entire surface. For the 5000 psi floor and concrete structures, the entire surface area (floor to ceiling) is coated with a primer coat of Keeler and Long No. 7107 and a finish epoxy coat of Keeler and Long No. 7475. The 3000 psi poured concrete surfaces are coated the same as for the 5000 psi concrete surfaces except that the coat extends only to 5 ft. 6 in. above the floor level. The coating of the enclosed elevator-stairwell structure is uncertain and complicated by the fact that since this structure had not been constructed as designed, it had been retrofitted with a steel shell/mesh to seismically qualify the structure. Essentially all surface coatings, except for the enclosed elevator-stairwell structural surface, have been visually verified by videotapes taken for areas below the 305 ft. elevation floor. Figure 4 also shows locations of other major components at this elevation. The reactor coolant drain tank is completely enclosed in a cubicle formed by floor-to-ceiling walls. However, the south and west walls surrounding the leakage coolers located south of the reactor coolant drain tank cubicle rise to a height of only ~10 ft. above the 282 ft. 6 in. floor level.

305 Ft. Elevation Floor - Structures at the 305 ft. elevation level are as shown in Figure 5. The enclosed elevator-stairwell cinderblock structure continues upward from the 305 ft. elevation floor to, and through, the 347 ft. elevation floor. The building air-coolers are located on the inside of the south side of the reactor building and, due to circumstances at the time of the accident, form one of the more significant radiological source terms at this elevation. All of these cooling units, except unit 'D', have operated since the accident to the present. The floor and 'D-ring' structures are surfaced with the same epoxy finishes as the 282'6" elevation surfaces. The open stairwell (No. 1) and the covered hatchway both form effective openings in the nominal 8" thick, concrete 305 ft. elevation floor for streaming from raditation sources located at the basement level. Other numerous, covered and uncovered, penetrations and seismic gaps also form effective openings through this floor for radiation streaming from below. Floor drains also form effective penetrations in this floor for radiation streaming from below. The crosshatched area (of Figure 28) indicates floor area composed of a 0.91 meter (3 ft.) thick concrete slab. This 3 ft. thick slab completely covers the reactor coolant

drain tank cubicle and the 'impingement area' through which pass the main steam lines. The area above the incore instrumentation cable chase is essentially open from the 282 ft. elevation area to the 347 ft. elevation except for cables passing through this area.

347 ft. Elevation Floor - Structures located at the 347 ft. elevation floor are as shown in Figure 6. The enclosed elevator-stairwell structure rises to 7.8 meters (25.5 feet) above the 347 ft. elevation floor. The 'D-ring' walls rise about 6.1 meters (20 ft.) above this floor elevation and are coated, inside and out, the same as they are at lower elevations. The floor thickness and construction is the same as for the 305 ft. elevation floor, i.e. 20.3 cm (8 in.) nominal concrete supported by ribbed steel sheeting. Effective openings in this floor for radiation streaming are the hatches covered by steel gratings and covers as well as the open stairwell.

D-Ring Enclosed Area - The area within the 'D-rings' (secondary shield structure) contain the reactor coolant system components and are constructed of concrete, nominally 1.37 m (4.5 ft.) in thickness. The reactor vessel is contained within this area and is individually enclosed within a concrete annualar primary shield structure which has a wall thickness of 1.52 m (5 ft.). All concrete surfaces within the D-ring structures are epoxy-coat finished as are the floors and outside surfaces of the D-rings. The shielding of these structures is adequately sufficient to prevent any radiation source within the D-rings from creating a measurable radiation field on the outside of these structures within the building. Figure 3 illustrates the vertical locations of RCS components within these structures.

ACCIDENT EVENT SEQUENCE - The two events that occurred during or shortly after the accident that have proven to have impacted the radiological consequences within the reactor building were, 1) the expulsion and leakage of about 2.8 x 10^6 liters (750,000 to 830,000 gallons) of highly contaminated water from the RCS, and 2) the leakage of 3.8 x 10^5 to 6.8 x 10^5 liters (100,000 to 180,000 gallons) of silt-contained river water from the reactor building air cooler unit 'D'.

Initially, about 300,000 gallons (1.1 x 10^6 liters) of the 750,000 to 830,000 gallons of water was automatically transferred from the reactor building to the Auxiliary and Fuel Handling Buildings.

From the time of the accident until September 1981, when SDS began operation, the water level increased gradually to about 2.6 meters (8.5 feet) above the 282 ft. 6 in. floor level. The resulting volume of water inside the reactor building amounted to about 2.39 x 10^6 liters (630,000 gallons). During Reactor Building Entry No. 10, on May 14, 1981, samples of RB sump water and 'sludge' were taken at a location below the covered hatch on the 305 ft. elevation. Isotopic concentrations for the water were as shown in Table 5.

On September 24, 1981, just after RB sump water began to be pumped from the reactor building (during RB Entry No. 16), a single water and sludge sample was taken in the vicinity of the open stairwell. For this sample, the measured cesium-137 concentrations were 137 μCi/ml, or 95.8% of the value

measured four months earlier. The cesium-134 concentration measured for this sample was 16.2 μCi/ml or 84.4% of the value measured for the May 14, 1981 sample. Radioactive decay during the intervening 133 day period would have reduced the May 14, 1981, value to 88.5%, which differs from the lower September 24, 1981 concentration by about 4%. During the processing of RB sump water by SDS, many samples were taken at various locations in the process stream. Although sump water was pumped from the location where the September 24, 1981 sample was taken, cesium-137 concentrations in the SDS influent were consistently measured to be lower than either of the five above-mentioned samples. SDS influent samples, analyzed by off-site analytical labs, averaged ~115 μCi/ml for cesium-137. This cesium concentration information is presented only to show that there was a decrease in the concentration with time greater than could be accounted for by radioactive decay. There were many factors that must be considered concerning the cesium concentration determination of the sump water, among which are the following:

- dilution by RCS leakage
- analytical techniques by the various laboratories making determinations
- Location within the sump where the sample is taken
- Radioactive decay
- RB sump water sampling techniques and apparatus, and
- Absorption into 282 ft. elevation surfaces.

The important items to remember with respect to the sump water was that the level in the building gradually rose to 2.6 meters about (8.5 ft.) above the 282 ft. elevation and that highly contaminated water, to an increasing depth, was in contact with 282 ft. elevation horizontal surfaces for about 3.5 years, or until the present, and has been in contact with vertical surfaces for about 2.5 years.

One other important fact concerning the 'sump' water, is that depending on the concentration used for curie removal determination, the following curie amounts were removed from the Reactor Building during sump water processing without appreciably reducing the RB general area exposure rate:

Cs-137 -- 2.8×10^5 to 3.4×10^5 curies

Cs-134 -- 3.2×10^4 to 4.6×10^4 curies

Sr-90 -- 1.2×10^4 curies

Other isotopes (Co-60, Sb-125, Ru-106, Rh-106, & Te-125m) were also removed but their curie quantities were insignificant with respect to those major isotopes listed above.

During the pumping of the RB "sump" water, radiation fields were measured and recorded for ten judiciously chosen fixed-point survey locations on the 305 ft. floor shown on Figure 28. Prior to initial pumping the general area radiation field on the floor and above had been predicted to decrease according to the removal of the radiation source from the basement area. Pumping of the water reduced the exposure rate in only three of the ten fixed-point survey locations: #1, #2, & #5.

After all the water had been pumped from the 282 ft. 6 in. floor it was noticed that there was a considerable depth of "sludge" remaining on the floor, estimated to be as much as 2 cm. in depth. The content of this "sludge" was determined by subsequent sample analyses to consist of silt with a mean particle diameter of about 4 microns. Radiochemical analytical results of four different "sludge" samples taken from different 282 ft. floor locations are presented in Table 7. As indicated in Table 7, not much sludge would be required to make up for the water that had been removed as far as radioactive source material was concerned. Videotapes were being made during reactor building entries of areas that had previously been flooded by the water. Clearly visible in the videotapes were "bathtub rings" that indicated previous water levels as the water had been intermittantly pumped from the building, but a review of building components at this elevation indicated that there were no components containing significant radioactive sources that would maintain, or increase, exposure rates at the 305 ft. elevation floor upon removal of the RB basement water.

Beginning with Reactor Building Entry #66 just after the RB water had been pumped from the building a considerable number of thermoluminescent dosimeter (TLD's) readings have been taken at locations shown on Figure 27 at the 282' elevation. The data was taken by strings of equally spaced sets of TLDs (Harshaw and Panasonic) lowered beneath the 305' elevation floor through seismic gaps or floor penetrations. All the Panasonic TLD data is plotted in the curves of Figure 29 to show relative magnitudes of the exposure rates for the various locations. Letters on curves of Figure 29 correspond to lettered locations of Figure 27. This data, other TLD data, and radiation surveys performed by radiological control technicians were analyzed by the Dose Reduction Task Force as a basis for the phase I dose reduction recommendations. Preliminary results of the analysis(14), performed by the use of the ISOSHLD-II computer code(15) are summarized below.

RADIOLOGICAL SOURCE TERMS AT THE 282 FT. 6 IN. ELEVATION - Radiological source terms at the 282 ft. 6 in. elevation of the reactor building consisted of the following items:

a) Sludge activity - the radioactivity contained in the floor sludge presented a significant, but accurately unidentifiable source of radiation on the 305 ft. floor. As indicated by the general TLD data for locations near the 282 ft. 6 in. floor, an exposure rate of about 10 to 40 R/hr was measured. This exposure rate corresponds with an activity level in the sludge of between 2.5 Ci/m^2 and 10.0 Ci/m^2 of floor area.

b) Enclosed Elevator-Stairwell Structure - this structure, constructed of cinder-or concrete block of relatively low density is suspected of having absorbed a considerable amount of activity. The peak in the exposure rate profile of curve "C", (300 R/hr) corresponds with the area of this block structure between the level to which it should have been painted and the maximum water level of 2.6 meters.

c) "Bathtub ring" - The exposure rate profile of curve "E", which peaked at an elevation of about 1.2 meters (6 ft.) above the floor suggested a horizontal radioactive source term distribution at about 1.2 meters above this floor. Subsequent to seeing this data, the Dose Reduction Task force requested a TLD string be lowered toward the 282 ft. floor at location E' of Figure 27. An enlargement of this area is illustrated in Figure 30 and shows the close proximity of the TLD string to the serpentine (baffle) wall. Results of the TLD measurements made at point E^1 are shown in the gamma exposure rate profile of Figure 31. The beta exposure rate profile is also plotted. The symmetrical shape of the gamma curve about the peak value of 75 R/hr suggested that since this wall was epoxy coated only to a height of 168 cm. (5.5 ft.) above the floor, the unpainted 3000 psi (pounds/square inch-crush strength) concrete had absorbed a considerable amount of radioactivity from the contaminated water. Computer code simulation of the source geometry ("line" or narrow band source) of 17 to 19 curies per horizontal foot of "bathtub ring" produced an exposure rate curve of very nearly the same profile. Extrapolation of this source term to the unpainted walls of the impingement area, the reactor drain tank cubicle (inside and out), and the wall surrounding the leakage coolers gives a significant value of 7,900 curies associated with this wall deposition.

d) Contaminated Overheads above the 282 ft. 6 in. Floor - Contaminated "overheads" (cable trays, conduits & pipes, ventilation ducts, etc.), especially in the vicinity of the Reactor Coolant Drain Tank discharge line, create a measurable, but indeterminate amount of exposure rate above the 305 ft. floor.

RADIOLOGICAL SOURCE TERMS AT THE 305 FT. ELEVATION - The only major radiological source term identified on the 305 ft. floor was the reactor building air cooling units. Other minor sources were identified but were not as significant as the air cooling units.

There was only one source identified on the 347 ft. elevation: the "seal table" and it is in a location that is shielded from the general area of the 347 ft. floor.

For the Task Force to formulate recommendations, the exposure rate contribution of identified source terms had to be quantified to the extent possible. For five specific locations as indicated on Figure 28 for the 305 ft. floor this was accomplished. The results are illustrated in the bar graphs of Figure 32.

DOSE REDUCTION TASK FORCE RECOMMENDATIONS - Recommendations of the Task Force were as follows:

1. PERSONNEL MANAGEMENT

   * OPEN INNER/OUTER PERSONNEL AIRLOCK DOORS

   * MODIFY INGRESS/EGRESS PATHS

2. TREAT DISCRETE SOURCES AS FOLLOWS:

DISCRETE SOURCES	TREATMENT
FLOOR DRAINS	SHIELD
TRASH	REMOVAL
RESIN COLUMN	ELUTE AND REMOVE
WELDING MACHINES	SHIELD AND REMOVE
CFT A/B DISCHARGE LINES	SHIELD
SEAL TABLE	DECON (SHIELD, IF REQUIRED)
POLAR CRANE COMPONENTS	SHIELD AS NECESSARY

3. FLUSH ELEVATOR AND ENCLOSED STAIRWELL

4. SHIELD ON 305' ELEVATION

   * COVERED HATCH

   * OPEN STAIRWELL

   * ELEVATOR AND ENCLOSED STAIRWELL

5. PARTIAL DECON OF AIR COOLERS

Completion of items recommended by the Task Force resulted in reductions of exposures or exposure rates shown in Table 8.

TABLE 8

DOSE REDUCTION TASK FORCE PREDICTION VERSUS

ACTUAL EXPOSURE/EXPOSURE RATE REDUCTION

REACTOR BUILDING EXPOSURE/EXPOSURE RATE

Transit	PRE PHASE I	(PREDICTED) END PHASE I	(ACTUAL) 1 APRIL 83
Airlock-347'-Airlock	40 mRem	25 mRem	18 mRem
Airlock-PC-Airlock (Climb)	100 mRem		40 mRem
Airlock-PC-Airlock (Spider)	40 mRem	25 mRem	25 mRem
305'	350 mRem/hr	300 mRem/hr	200 mRem/hr
347'	150 mRem/hr	100 mRem/hr	100 mRem/hr
Polar Crane	120 mRem/hr	80 mRem/hr	80 mRem/hr
Service Structure			
Top	120 mRem/hr		80 mRem/hr
Base	600 mRem/hr	600 mRem/hr	180 mRem/hr
282' 6"	5-100 R/hr	5-1000 R/hr	5-1000 R/hr

Many analyses are presently performed to determine the technique for performing tasks within the reactor building and maintaining personnel exposures "as low as reasonably achievable" (ALARA). The major task that is presently being analyzed is reactor vessel head lift, which had earlier been scheduled to occur in July or August, 1983.

The sequence of events for "head lift" has been scheduled as follows:

a) uncouple and park leadscrews within the reactor vessel (RV) service structure

b) detention and remove RV head closure nuts and studs

c) transfer RV head with service structure to head storage stand, and

d) shield RV head and service structure as required.

Information currently available, based on the three leadscrews removed prior to the "Quick Look" of July 1982, indicate that reactor vessel internal surfaces are contaminated to ~1300 $\mu Ci/cm^2$ Cs-137, the isotope responsible for ~95% of exposure rates associated with these components. Analyses presently being performed are indicating that if the remaining 66 leadscrews are withdrawn and parked within the RV head service structure, the personnel exposure from this source, with presently proposed shielding, will be more than can be tolerated with proposed manpower availability. Current estimates for personnel exposure within the reactor building with currently estimated man power requirements is that for every 1 mr/hr the reactor building exposure rate is reduced, 17 Man-Rem of exposure will be saved over the next few years of defueling activities.

Therefore, for the activities involving "head lift", current analyses are indicating that substantial Man-Rem savings will result if the 7.32 meter (24 ft.) long leadscrews are completely removed from the reactor vessel, cut into two equal sections, packaged and either stored in the Fuel Handling Building fuel storage pool or shipped off-site for disposal or analysis.

Man-Rem Expenditure - Personnel exposure values to date are tabulated in Table 9. Current Man-Rem accountability is maintained on GPU's mainframe computer and is updated every 8 hour shift. The program versatility allows exposure to be tabulated on a "person" or "job" basis and allows rapid accountability for job planning purposes.

TABLE 9

THREE MILE ISLAND - UNIT 2

MAN-HOUR AND MAN-REM VALUES AS OF 3/31/83

	1979	1980	1981	1982	1983
REACTOR BUILDING					
MAN-REM		14 (TL)(1) 13 (SR)(2)	81 (TL) 86 (SR)	304 (TL) 305 (SR)	115 (TL) 136 (SR)
MAN-HOURS		44	307	2130	1015
NO. ENTRIES		5	21	120	57
BALANCE OF PLANT					
MAN-REM	486	299	82	96	48
TOTAL MAN-REM	486	313	163	401	183

TOTAL REACTOR BUILDING ENTRIES - 203

TOTAL TMI-UNIT 2 MAN-REM - 1546

(1) Values measured by TLD
(2) Values measured by Self Reading Dosimeters (SRD's)

Current personnel exposure Man-Rem values for a given operation or Task are limited according to values estimated and documented in the TMI-2 Programmatic Environmental Impact Statement[16]. Because these Man-Rem limits were established before conditions in the reactor building were well known, these limits are being revised according to currently available information.

Rescheduled future activities are tabulated in Table 10.

TABLE 10

TMI-2 RECOVERY PROGRAM
SCHEDULE OF FUTURE WORK

		TARGET DATE
°	UNDERHEAD CHARACTERIZATION ("QUICK SCAN")	7/83
°	REACTOR VESSEL HEAD REMOVAL	LATE 1983
°	REACTOR VESSEL PLENUM REMOVAL	1984-85
°	DEFUELING	1985-86
°	COMPLETION OF DECONTAMINATION	1988

MAJOR PROBLEM AREAS - Evaluation of data acquired from the reactor building is an ongoing activity. The effort to continually perform actions that will reduce personnel exposure rates and, hence, personnel exposures is a part of all cleanup activities. Initially, this was not the case because of the uniqueness of TMI. In the past, there have been many opportunities to take photographs, perform this operation, or seek that bit of information, all with well-meant intentions. Presently, however, all "benefits" resulting from a given task or operation are weighed against the "risks" of the exposure that would be required to obtain that benefit. In other words, personnel exposure management is a very real, overt, and necessary function at TMI. Difficulty of this exposure management has been increased because decontamination of the 282 ft. 6 in. elevation floor and other sources in this area have not been factored into early budgets; fuel removal was the primary goal. As a consequence, these source terms at the basement elevation had to be shielded at the same time work toward fuel removal progressed. Effective education of all parties concerned in the cleanup of TMI that personnel exposure management is of paramount concern has taken over two years to accomplish. This continuing education is, and will be, the major problem at TMI.

Another, not so easily dealt with problem is the perception by the public of what is happening at TMI. Top GPU Management and NRC officials spend inordinate amounts of time in an attempt to honestly and accurately convey at

public meetings what progress and operations are occuring at TMI. The nuclear community has few allies in this endeavor to honestly educate the public about radiation and nuclear energy. Schools are only now beginning to teach pupils that radioactivity is ubiquitous; that it is naturally present in the food we eat, in the dwellings we live in, and in the people with whom we associate. However, the general public's education with respect to nuclear energy, standards that apply to the nuclear energy generating process, and safeguards that must apply to the nuclear generating plant fall far behind the technology of today. The very real problem at TMI Unit 2 is not only in the protection of the public, but in the protection of the worker at the plant, mainly because of the fission product dispersion within the plant.

One of our very challenging tasks is to communicate effectively with the mass media. The final four Figures, 33 through 35, illustrate the subtle problem with which we, in the nuclear community, must all deal: the created and publicly perceived concept that nuclear energy/radiation is deadly or dangerous.

REFERENCES

1- "Three Mile Island, A Report to the Commissioners and to the Public", (The Rogovin Report) by the NRC Special Inquiry Group directed by Mitchell Rogovin, January 1980

2- "TMI-2 Accident Core Heat-Up Analysis", by K. H. Andron & D. G. Cain, (NSAC-24), January 1981

3- "Final Analysis Data on TMI-2 Reactor Coolant Bleed Tank Samples", by T. E. Cox, et al, (GEND-INF-039), June 1983

4- "Compilation of Chemistry Results for TMI-2 Reactor Coolant System", by J. H. Hicks & Technical Staff of Babcock and Wilcox Co., (NPGD-TM-557), July 1980

5- "Radionuclide Mass Balance for the TMI-2 Accident: Data Base System and Preliminary Mass Balance", Vol. I & II, By M. I. Goldman, et al, (GEND-INF-032), April, 1983

6- "Annotated Sequence of Events, March 28, 1979", General Public Utilities Nuclear Technical Data Report No. 044, by T. L. VanWitbeck and J. Putnam, Feb. 6, 1981

7- "TMI-2 Risk Analysis Study," J. D. Luoma, et al, GPU Nuclear Corp. Technical Data Report No. 342, Sept. 1982

8- "The Use of the Submerged Demineralizer System at Three Mile Island", by K. J. Hofstetter and C. G. Hitz, (Paper for presentation at the Third Symposium on Separation Science and Technology for Energy Applications, Gatlinburg, Tennessee, June 28 - July 1, 1983

9- NRC Memorandum to All Holders of and Applicants for Operating Licenses and Construction Permits, Subject: "Storage of Low-Level Radioactive Wastes at Power Reactor Sites", dated Nov. 10, 1981

10- "Characterization of Contamination in TMI-2 Systems," by J. A. Daniel, et al, (EPRI NP-2922), March 1983

11- "Resin and Debris Removal System Conceptual Design, Three Mile Island Nuclear Station Unit 2 Make-up and Purification Demineralizers", draft report by M. K. Mahaffey, et al, (HEDL-7335), March 1983

12- "TMI-2 Reactor Building Purge-Kr-85 Venting", by L. J. Kripps, (GEND-013), March 1981

13- "First Results of TMI-2 Sump Samples Analyses - Entry 10", by D. H. Meikrantz, et al, (GEND-INF-011), July 1981

14- "TMI-2 Reactor Building Radioactive Source Term Characterization", by H. K. Peterson, S. R. Frey (to be published)

15- "ISOSHLD - A computer code for General Purpose Isotope Shielding Analysis", by R. L. Engel, J. Greenborg, & M. M. Hendrickson, (BNWL-236), June 1966

16- "Final Programmatic Environment Impact Statement related to decontamination and disposal of radioactive wastes resulting from March 28, 1979, accident, Three Mile Island Nuclear Station, Unit 2", (NUREG-0683, Vol. I & II), March 1981

TABLE 1. RADIOCHEMICAL RESULTS FOR REACTOR COOLANT SAMPLES (μCi/mL)[a,b]

	RCS-1[c] March 29, 1979	RCS-2[c] August 14, 1980	RCS-3 August 31, 1981	RCS-4 March 8, 1982
^{3}H	1.7 ± 0.1	8.5 ± 0.4E-2	3.7 ± 0.1E-2	3.1 ± 0.1E-2
^{14}C	7.2 ± 0.1E-4	7.0 ± 0.7E-5	--[d]	--
^{54}Mn	--	4.0 ± E-4	<2E-2	--
^{55}Fe	1.0 ± 0.1E-2	3.0 ± 0.2E-3	--	9.4 ± 0.7E-4
^{60}Co	2.0 ± 0.2E-3	7.0 ± 1.0E-5	<3E-2	--
^{63}Ni	1.4 ± 0.1E-4	<3E-5	--	--
^{90}Sr	8.0 ± 0.1E-2	2.4 ± 0.1E+1	1.4 ± 0.1E+1	1.5 ± 0.1E+1
^{106}Ru	7.0 ± 1.0E-2	--	<2E-1	--
^{110m}Ag	--	--	<2E-2	--
^{113}Sn	--	--	<2E-2	--
^{125}Sb	2.4 ± 0.5E-2	--	<4E-2	--
^{129}I	7.4 ± 0.2E-5	7.1 ± 0.2E-6	<6E-6	1.6 ± 0.2E-6
^{134}Cs	9.6 ± 0.1E+1	5.3 ± 0.1	2.2 ± 0.1	1.6 ± 0.1
^{137}Cs	3.5 ± 0.1E+2	3.1 ± 0.1E+1	1.8 ± 0.1E+1	1.6 ± 0.1E+1
^{144}Ce	2.0 ± 0.1E-1	5.8 ± 0.1E-2	<2E-2	--
^{234}U	2.6 ± 0.2E-6	<8E-8	--	--
^{235}U	7.7 ± 2.0E-7	<2E-8	--	<1E-2 μg/mL
^{238}U	1.4 ± 0.8E-6	4.0 ± 1.0E-8	--	--
U total	--	--	--	1.4 ± 0.3E-1 μg/mL
^{238}Pu	6.4 ± 0.3E-6	9.0 ± 5.0E-8	--	--
$^{239,240}Pu$	7.1 ± 0.1E-5	5.6 ± 0.9E-7	--	2.2 ± 0.3E-6
^{241}Am	8.1 ± 0.4E-7	5.3 ± 0.7E-7	--	--
^{242}Cm	1.3 ± 0.3E-7	<3E-7	--	--
^{244}Cm	1.1 ± 0.2E-7	8.0 ± 5.0E-8	--	--

a. Activities are decay corrected to sampling dates.
b. Errors reported are from counting statistics only and are at the 1σ confidence level.
c. Values represent a combination of liquid and solid sample results from EG&G Idaho, ENICO, and SAI.
d. Not detected or not analyzed for.

TABLE 2. Reactor Coolant Sample Analyses (Radiochemistry)

		Fission gas concentration, μCi/cc						Liquid isotopic analysis, μCi/g								Gross analysis, μCi/g	
Location	Date	^{133}Xe	$^{131}Xe^{m}$	$^{133}Xe^{m}$	^{135}Xe	^{85}Kr	^{131}I	^{131}I	^{134}Cs	^{136}Cs	^{137}Cs	^{140}Ba	^{89}Sr	^{90}Sr	Tritium	α	β
RCS	1700 3/29	—	—	—	—	—	—	2.0 E4	74	170	300	25	5.89	0.39	1.5	—	—
RCS	0730 4/10	—	—	—	—	—	—	7.3 E3	73	100	280	160	515	13.0	<11	—	—
Press RCS	0600 4/16	36.6	11.3	0.29	—	—	0.124	5.1 E3	68	65	300	480	—	—	—	—	—
RCS	0700 4/17	—	—	—	—	—	—	4.8 E3	61	57	270	550	799	32.1	—	—	—
Press RCS	2140 4/18	17.9	10.12	—	—	—	0.032	4.1 E3	62	51	270	320	646	15.5	—	—	—
Press RCS	0900 4/22	6.79	6.82	—	—	—	0.18	2.4 E3	53	38	230	370	847	43.6	—	—	—
Press RCS	0820 4/25	18.9	22.2	—	—	—	0.28	1.7 E3	49	28	212	312	724	58.2	—	—	—
Press RCS	0500 5/2	1.6	4.1	—	—	—	0.02	710	38	15	170	230	656	67.9	—	—	—
Przr	1300 5/5	0.23	1.0	—	—	—	0.03	630	40	14	180	56	649	14.6	—	—	—
Press RCS	1200 5/10	0.08	1.13	—	—	—	0.01	390	41	10	190	52	474	11.2	0.58	—	—
Press RCS	1100 5/18	0.023	0.97	—	—	—	2.4 E-3	210	42	7.2	190	25	552	44.1	—	—	—
Przr	1200 5/19	0.053	1.7	—	—	—	0.013	190	33	5.2	150	24	354	15.0	—	—	—
Przr	1400 5/31	7.9 E-3	0.30	—	—	—	—	51	30	3.1	150	68	540	14.4	0.43	—	—
Press RCS	1200 6/1	0.013	0.37	—	—	—	—	63	32	3.1	140	38	653	23.9	0.41	—	—
Press RCS	1400 6/7	0.01	0.48	—	—	—	—	24	26	1.5	120	43	581	17.0	0.50	—	—
Press RCS	1200 6/13	0.004	0.14	—	—	—	—	13	26	1.4	110	34	517	18.7	0.44	—	—
Press RCS	1000 6/19	5.5 E-4	0.11	—	—	—	—	7.7	25	0.77	110	21	469	16.1	0.35	—	—
Press RCS	1300 6/27	ND	0.085	—	—	—	—	3.5	23	0.5	110	13	417	18.1	0.22	—	—
Press RCS	1230 7/5	ND	0.085	—	—	—	—	2.03	26	0.39	101	11.7	349	14.5	0.21	—	—
Press RCS	1000 7/11	ND	0.27	—	—	—	—	1.2	22	—	103	5.6	465	30.8	0.19	—	—
Przr	1200 7/10	ND	0.27	—	—	—	—	1.5	23	0.38	106	7.4	340	20.6	0.18	—	—
Press RCS	1200 7/17	ND	0.02	—	—	—	—	0.55	20	ND	94	4.3	306	17.7	0.27	—	—
Press RCS	1200 7/24	ND	0.05	—	—	—	—	0.43	20	ND	95	2.9	336	22	0.30	—	—
Press RCS	1200 7/21	—	<0.02	—	—	—	—	0.17	17	ND	81	2.4	281	19	0.29	—	—
Przr	1045 8/7	—	<0.02	—	—	—	—	<0.4	19	ND	91	2.2	232	15.8	0.35	—	—
Press RCS	1045 8/8	—	<0.02	—	—	—	—	0.1	16	ND	78	1.4	285	17	0.31	—	—
Press RCS	1130 8/15	—	<0.03	—	—	—	—	<0.4	16	ND	78	1.2	201	15.8	0.22	—	—
Press RCS	1000 8/22	—	<0.03	—	—	—	—	<0.4	17	ND	81	0.8	249	7.6	0.26	—	—
Press RCS	1200 8/29	—	ND	—	—	0.06	—	ND	15	ND	73	0.4	213	17.2	0.26	—	—
Press RCS	1200 9/5	—	ND	—	—	0.06	—	ND	16	ND	80	0.57	188	20	0.21	—	—
Przr	1030 9/5	—	ND	—	—	0.06	—	ND	17	ND	87	0.31	181	24.4	0.20	—	—
Press RCS	1030 9/10	—	—	—	—	0.07	—	ND	15	ND	73	0.15	171	27.4	0.21	—	—
Press RCS	9/17	—	—	—	—	<0.06	—	—	15	—	74	0.1	245	22	0.19	—	—
Press RCS	9/24	—	—	—	—	0.06	—	—	14	—	74	<0.08	144	20	0.19	—	—
Press RCS	10/2	—	—	—	—	—	—	—	13	—	69	—	129	22	0.21	—	—
Przr	10/2	—	—	—	—	0.06	—	—	15	—	74	—	134	13	0.23	—	—
Press RCS	10/8	—	—	—	—	0.11	—	—	13	—	69	—	118	22	0.20	—	—
Press RCS	10/15	—	—	—	—	0.10	—	—	13	—	69	—	106	27	0.20	—	—
Press RCS	10/22	—	—	—	—	0.10	—	—	13	—	66	—	99	21	0.30	—	—
Press RCS	10/25	—	—	—	—	0.10	—	—	13	—	66	—	—	—	0.20	—	—
Press RCS	10/29	—	—	—	—	0.11	—	—	11	—	62	—	107	24	0.21	—	—
Press RCS	11/5	—	—	—	—	0.10	—	—	11	—	57	—	91	24	0.23	—	—
Przr	11/5	—	—	—	—	0.12	—	—	13	—	66	—	90	20	0.24	—	—
Press RCS	11/15	—	—	—	—	0.09	—	—	11	—	59	—	91	24	0.21	<1E-6	150
Press RCS	11/19	—	—	—	—	0.10	—	—	11	—	60	—	75	25	0.22	<1E-6	34.2
Press RCS	11/26	—	—	—	—	0.07	—	—	10	—	55	—	81	26	0.21	<1E-6	139
Press RCS	12/3	—	—	—	—	<0.05	—	—	11	—	59	—	—	—	0.16	<1E-6	145
Przr	12/3	—	—	—	—	<0.13	—	—	9	—	50	—	—	—	0.16	<1E-6	158

Table 5. GAMMA SPECTROMETRY MEASUREMENTS AND ^{129}I, ^{90}Sr, AND ^{3}H ANALYSIS RESULTS FOR LIQUID SAMPLES (μCi/ml)[a]

Nuclide	Method (reference)	Covered Hatch--May 14, 1981[b]				Open Stairwell September 24, 1981 0101
		1 (0084)	3 (0085)	6 (0086)	8 (0087)	
^{60}Co	a	6 % 1E-4	3.0 ± 0.6E-3	2.0 ± 0.4E-3	8 ± 2E-4	<3E-3
^{125}Sb	a	3.0 ± 0.6E-2	3.0 ± 0.6E-2	3.0 ± 0.6E-2	5 ± 1E-2	<2E-2
^{134}Cs	f	1.91 ± 0.01E+1	1.90 ± 0.01E+1	1.92 ± 0.01E+1	1.93 ± 0.01E+1	1.62 ± 0.01E+1
^{137}Cs	f	1.43 ± 0.01E+2	1.42 ± 0.01E+2	1.43 ± 0.01E+2	1.44 ± 0.01E+2	1.37 ± 0.03E+2
^{129}I	e	5.5 ± 0.7E-6	5.4 ± 0.7E-6	3.8 ± 0.5E-6	2.5 ± 0.5E-6	2 ± 1E-5
^{90}Sr	c	5.0 ± 0.5E+0	5.4 ± 0.5E+0	5.2 ± 0.5E+0	5.3 ± 0.5E+0	4.8 ± 0.2E+0
^{3}H	m	6.01 ± 0.06E-1	--[c]	--	6.04 ± 0.06E-1	5.87 ± 0.06E-1

a. Quoted errors are for counting statistics only and are at the 2 sigma level--absolute errors are no better than ±5%.

b. Activities corrected to time of sampling.

c. Not Measured.

Table 6.

REACTOR BUILDING ENTRY DATA TABLE

R B ENTRY #	R B ENTRY DATE	NUMBER OF ENTRANTS	CLOCK HOURS	PERS. HOURS	CUM. PERS. HOURS	U. B. PERSON REM (SRD)	U. B. PERSON REM (TLD)	CUM. PERSON REM (SRD)	CUM. PERSON REM (TLD)	AVG. BZA CS-137 (UCI/CC)	R B ATMOSP. TRITIUM (UCI/CC)	R B WATER LEVEL (FT)	NOTE ID
1.0	07/23/80	3.	0.50	1.50	1.5	0.31	0.45	0.31	0.45	0.67D-07	0.63D-05	7.81	
2.0	08/15/80	4.	0.67	2.67	4.2	0.85	1.11	1.16	1.56	0.67D-07	0.72D-06	7.66	
3.0	10/16/80	5.	1.50	6.50	10.7	2.28	2.28	3.44	3.84	0.67D-07	0.30D-05	7.95	
4.0	11/30/80	12.	3.00	13.60	24.3	4.10	4.01	7.54	7.85	0.78D-07	0.25D-07	8.00	
5.0	12/11/80	14.	3.20	19.60	43.9	5.90	5.90	13.44	13.75	0.13D-06	0.10D-05	8.05	
6.0	02/03/81	32.	13.50	45.40	89.3	12.00	11.99	25.44	25.74	0.11D-06	0.41D-05	8.08	
7.0	03/17/81	13.	6.90	19.90	109.2	5.00	4.92	30.44	30.66	0.91D-07	0.22D-05	8.13	
8.0	04/08/81	3.	0.68	1.78	111.0	2.16	2.16	32.60	32.82	0.17D-06	0.28D-05	8.18	
9.0	04/30/81	8.	2.67	5.08	116.0	3.04	3.04	35.64	35.86	0.42D-06	0.48D-06	8.22	
10.0	05/14/81	23.	8.45	20.80	136.8	6.50	6.50	42.14	42.36	0.19D-06	0.80D-06	8.24	
11.0	05/28/81	16.	5.80	16.40	153.2	4.50	4.16	46.64	46.51	0.65D-07	0.20D-07	8.26	
12.0	06/25/81	6.	4.53	6.67	159.9	3.32	2.12	49.95	48.63	0.34D-06	0.10D-05	8.30	
13.0	07/01/81	4.	4.53	16.42	176.3	5.00	1.20	54.95	49.83	0.80D-07	0.23D-05	8.34	
14.0	07/23/81	9.	5.60	16.41	192.7	4.00	4.00	58.95	53.83	0.15D-06	0.30D-06	8.40	
15.1	08/27/81	11.	5.80	18.05	210.8	4.99	4.93	63.94	58.76	0.16D-06	0.19D-05	8.46	
15.2	09/03/81	2.	0.10	0.20	211.0	0.14	0.14	64.08	58.90	0.16D-06	0.45D-06	8.46	
16.0	09/24/81	10.	3.58	8.21	219.2	3.90	3.90	67.98	62.80	0.16D-06	0.21D-06	8.30	1.
17.0	10/27/81	14.	7.50	12.26	231.5	3.70	4.36	71.68	67.16	0.16D-06	0.21D-05	6.35	
18.0	10/29/81	9.	8.09	14.90	246.4	1.97	2.43	73.65	69.59	0.22D-06	0.28D-06	6.36	
19.0	11/05/81	7.	5.10	11.47	257.8	2.42	2.12	76.07	71.71	0.40D-06	0.12D-05	6.00	
20.0	11/11/81	7.	5.13	4.40	262.2	1.72	1.57	77.79	73.28	0.33D-06	0.34D-07	5.30	
21.0	11/17/81	13.	7.03	18.40	280.6	3.71	3.47	81.50	76.74	0.12D-06	0.14D-07	5.24	
22.0	11/20/81	8.	2.65	13.65	294.3	2.70	2.18	84.20	78.92	0.61D-07	0.11D-07	5.27	
23.0	12/03/81	8.	3.70	15.40	309.7	3.21	3.62	87.41	82.54	0.15D-06	0.31D-08	4.73	
24.0	12/09/81	15.	7.05	17.20	326.9	5.57	5.64	92.98	88.18	0.22D-06	0.20D-05	4.67	
25.0	12/15/81	11.	6.20	16.60	343.5	3.89	4.03	96.87	92.21	0.13D-06	0.21D-05	4.65	
26.0	12/17/81	7.	4.37	7.53	351.0	2.96	2.90	99.83	95.11	0.39D-06	0.16D-05	4.76	
27.0	01/05/82	14.	7.77	23.50	374.5	4.17	4.45	104.01	99.56	0.14D-06	0.27D-05	3.56	
28.0	01/07/82	6.	3.90	12.51	387.0	2.12	1.98	106.13	101.54	0.11D-06	0.38D-05	3.31	
29.0	01/14/82	6.	6.35	9.07	396.1	2.11	1.99	108.23	103.53	0.12D-06	0.16D-05	2.72	
30.0	01/26/82	10.	7.38	9.32	405.4	3.07	2.83	111.31	106.36	0.17D-06	0.14D-05	2.73	
31.0	01/28/82	1.	0.32	0.10	405.5	0.03	0.03	111.34	106.39	0.90D-08	0.89D-05	2.71	
32.0	02/02/82	10.	6.58	20.35	425.8	4.94	4.61	116.28	111.00	0.11D-06	0.29D-05	2.13	
33.0	02/04/82	12.	5.26	10.30	436.1	2.36	2.54	118.64	113.54	0.14D-06	0.24D-06	2.13	
34.0	02/16/82	11.	7.17	12.65	448.8	3.29	3.01	121.93	116.55	0.79D-07	0.23D-05	1.46	
35.0	02/19/82	2.	0.28	0.57	449.4	0.26	0.24	122.19	116.79	0.31D-06	0.33D-05	1.03	
36.0	02/20/82	3.	0.28	0.84	450.2	0.29	0.43	122.48	117.22	0.48D-07	0.23D-05	1.03	
37.0	02/20/82	5.	0.28	0.84	451.0	0.29	0.11	122.77	117.33	0.48D-07	0.23D-05	1.03	
38.0	02/24/82	4.	6.81	1.20	452.2	0.43	0.44	123.20	117.77	0.18D-07	0.71D-05	1.03	
39.0	02/25/82	18.	7.88	25.23	477.5	4.62	4.50	127.82	122.27	0.12D-06	0.21D-05	1.03	
40.0	02/26/82	21.	6.87	33.67	511.1	6.26	6.23	134.08	128.50	0.22D-06	0.45D-07	0.45	
41.0	03/02/82	10.	6.50	15.00	526.1	1.96	2.20	136.04	130.69	0.19D-06	0.21D-05	0.39	
42.0	03/03/82	2.	3.45	4.28	530.4	0.83	0.64	136.87	131.33	0.13D-06	0.11D-06	0.39	
43.0	03/04/82	13.	8.68	19.00	549.4	5.78	4.45	142.65	135.78	0.52D-07	0.25D-06	0.40	2.
44.0	03/05/82	7.	2.81	3.73	553.2	0.53	1.62	143.18	137.40	0.85D-07	0.28D-06	0.40	
45.0	03/08/82	9.	7.20	10.92	564.1	1.54	1.46	144.72	138.86	0.84D-07	0.21D-06	0.40	
46.0	03/10/82	8.	6.47	16.97	581.0	2.95	3.40	147.67	142.26	0.38D-07	0.20D-05	0.43	
47.0	03/11/82	4.	6.93	12.60	593.6	2.30	1.13	149.97	143.39	0.29D-07	0.54D-06	0.43	
48.0	03/12/82	12.	7.52	19.30	612.9	2.93	1.92	152.90	145.31	0.21D-07	0.39D-06	0.44	
49.0	03/15/82	17.	7.95	18.10	631.0	4.50	4.42	157.40	149.72	0.62D-07	0.80D-06	0.46	
50.0	03/17/82	15.	6.73	12.70	643.7	5.28	4.81	162.68	154.53	0.57D-07	0.14D-05	0.48	

R B ENTRY #	R B ENTRY DATE	NUMBER OF ENTRANTS	CLOCK HOURS	PERS. HOURS	CUM. PERS. HOURS	U. B. PERSON REM (SRD)	U. B. PERSON REM (TLD)	CUM. PERSON REM (SRD)	CUM. PERSON REM (TLD)	AVG. BZA CS-137 (UCI/CC)	R B ATMOSP. TRITIUM (UCI/CC)	R B WATER LEVEL (FT)	NOTE ID
51.0	03/18/82	6.	1.87	4.83	648.6	1.70	1.51	164.38	156.04	0.16D-07	0.15D-05	0.49	
52.0	03/19/82	4.	1.80	3.14	651.7	0.96	0.97	165.34	157.01	0.28D-07	0.58D-06	0.48	
53.0	03/24/82	13.	7.33	17.80	669.5	3.38	3.08	168.72	160.08	0.12D-07	0.10D-05	0.50	
54.0	03/25/82	8.	7.28	17.20	686.7	4.72	2.15	173.44	162.23	0.15D-07	0.29D-05	0.49	
55.0	03/26/82	16.	7.15	28.10	714.8	4.78	6.61	178.22	168.84	0.25D-07	0.72D-06	0.49	
56.0	03/31/82	13.	5.43	14.34	729.2	3.33	3.34	181.55	172.18	0.95D-07	0.20D-06	0.50	3.
57.0	04/14/82	4.	1.93	3.29	732.4	0.51	0.55	182.06	172.72	0.95D-07	0.22D-05	0.54	
58.0	04/22/82	13.	5.97	13.58	746.0	2.87	2.73	184.93	175.45	0.32D-07	0.12D-06	0.58	
59.0	04/28/82	11.	4.78	11.89	757.9	2.36	2.27	187.28	177.72	0.19D-07	0.13D-05	0.57	
60.0	05/05/82	3.	2.43	4.42	762.3	0.66	0.70	187.94	178.42	0.19D-07	0.27D-06	0.18	4.
61.0	05/10/82	9.	13.40	11.22	773.6	0.92	1.34	188.86	179.76	0.33D-07	0.58D-07	0.16	
62.0	05/13/82	16.	14.87	14.84	788.4	2.17	2.96	191.03	182.72	0.38D-07	0.14D-07	0.15	
63.0	05/26/82	16.	3.95	20.10	808.5	3.71	4.46	194.74	187.17	0.81D-07	0.97D-07	0.15	5.
64.0	06/03/82	10.	4.27	7.50	816.0	0.79	1.10	195.53	188.27	0.20D-07	0.21D-06	0.14	
65.0	06/10/82	12.	5.25	11.83	827.8	1.89	1.94	197.42	190.20	0.13D-07	0.44D-07	0.13	
66.0	06/17/82	8.	3.65	8.51	836.3	2.37	2.38	199.79	192.58	0.46D-07	0.12D-06	0.12	
67.0	06/22/82	11.	5.15	6.82	843.2	1.98	1.20	201.77	193.78	0.10D-07	0.17D-06	0.12	
68.0	06/23/82	19.	7.15	16.04	859.2	4.42	5.37	206.19	199.15	0.30D-07	0.26D-07	0.12	
69.0	07/01/82	15.	5.60	11.74	870.9	1.89	1.93	208.08	201.08	0.43D-07	0.37D-07	0.11	
70.0	07/08/82	16.	5.35	13.31	884.2	2.77	2.36	210.85	203.43	0.31D-07	0.50D-06	0.10	
71.0	07/12/82	12.	5.80	9.84	894.1	2.47	2.42	213.32	205.85	0.13D-07	0.12D-06	0.10	
72.0	07/14/82	17.	8.90	12.98	907.1	3.05	3.12	216.37	208.96	0.15D-07	0.58D-06	0.09	
73.0	07/15/82	8.	6.87	11.32	918.4	1.61	1.42	217.97	210.38	0.10D-07	0.55D-06	0.11	
74.0	07/19/82	16.	8.22	17.95	936.3	2.72	2.40	220.69	212.78	0.14D-07	0.12D-05	0.08	
75.0	07/21/82	24.	9.23	27.78	964.1	4.04	4.24	224.74	217.02	0.94D-07	0.63D-06	0.10	6.
76.0	07/28/82	16.	5.82	10.80	974.9	1.75	1.63	226.48	218.65	0.22D-07	0.66D-06	0.10	
77.0	08/04/82	19.	6.13	18.45	993.4	2.47	2.64	228.95	221.29	0.43D-07	0.19D-05	0.09	
78.0	08/05/82	18.	8.17	21.27	1014.6	4.24	3.77	233.19	225.05	0.16D-07	0.68D-06	0.09	
79.0	08/06/82	18.	8.52	22.39	1037.0	4.28	4.84	237.47	229.89	0.18D-07	0.13D-06	0.08	7.
80.0	08/12/82	16.	6.97	26.99	1064.0	3.05	3.10	240.51	232.99	0.14D-07	0.17D-05	0.09	8.
81.0	08/13/82	10.	4.58	13.74	1077.8	1.46	1.57	241.97	234.56	0.16D-07	0.16D-05	0.09	
82.0	08/16/82	20.	6.37	18.17	1095.9	2.95	2.91	244.93	237.47	0.18D-07	0.12D-05	0.09	
83.0	08/18/82	20.	7.00	20.48	1116.4	3.69	3.78	248.62	241.25	0.47D-07	0.36D-05	0.08	
84.0	08/20/82	21.	8.78	18.61	1135.0	3.69	3.66	252.31	244.91	0.28D-07	0.90D-06	0.13	
85.0	08/23/82	20.	4.57	18.96	1154.0	2.79	2.84	255.09	247.74	0.22D-07	0.49D-06	0.18	
86.0	08/25/82	21.	5.83	20.12	1174.1	3.10	2.99	258.19	250.73	0.20D-07	0.92D-06	0.21	
87.0	08/27/82	18.	5.82	17.52	1191.6	2.25	2.28	260.44	253.01	0.19D-07	0.27D-06	0.31	
88.0	08/30/82	12.	4.28	12.38	1204.0	1.48	1.47	261.92	254.48	0.12D-07	0.63D-06	0.32	
89.0	09/01/82	8.	2.85	2.97	1207.0	0.57	0.58	262.50	255.06	0.14D-07	0.63D-06	0.33	
90.0	09/03/82	23.	6.37	19.56	1226.5	3.24	3.25	265.74	258.31	0.22D-07	0.36D-06	0.39	
91.0	09/08/82	8.	3.05	7.60	1234.1	0.94	1.11	266.68	259.41	0.61D-07	0.18D-05	0.43	
92.0	09/10/82	26.	6.38	30.80	1264.9	4.45	4.48	271.13	263.89	0.26D-07	0.21D-05	0.46	
93.0	09/15/82	15.	4.98	17.78	1282.7	2.09	2.20	273.22	266.09	0.32D-07	0.17D-05	0.52	
94.0	09/17/82	20.	7.93	23.22	1305.9	3.30	3.24	276.52	269.33	0.21D-07	0.82D-06	0.53	
95.0	09/20/82	11.	4.17	11.08	1317.0	2.04	2.26	278.56	271.59	0.25D-07	0.32D-05	0.53	
96.0	09/22/82	8.	4.85	11.52	1328.5	1.13	1.22	279.69	272.81	0.93D-07	0.15D-05	0.53	
97.0	09/24/82	10.	6.25	12.25	1340.8	1.41	1.36	281.09	274.16	0.84D-08	0.15D-05	0.48	
98.0	09/27/82	5.	4.35	6.75	1347.5	0.74	0.73	281.83	274.89	0.28D-08	0.20D-05	0.14	
99.0	09/29/82	14.	6.53	16.89	1364.4	2.00	2.01	283.83	276.90	0.12D-07	0.50D-05	0.16	
100.0	10/01/82	15.	6.38	15.06	1379.5	1.85	1.88	285.68	278.78	0.24D-07	0.97D-06	0.17	

R B ENTRY #	R B ENTRY DATE	NUMBER OF ENTRANTS	CLOCK HOURS	PERS. HOURS	CUM. PERS. HOURS	W. B. PERSON REM (SRD)	W. B. PERSON REM (TLD)	CUM. PERSON REM (SRD)	CUM. PERSON REM (TLD)	AVG. BZA CS-137 (UCI/CC)	R B ATMOSP. TRITIUM (UCI/CC)	R B WATER LEVEL (FT)	NOTE ID
101.0	10/04/82	13.	6.05	17.79	1397.3	1.62	1.73	287.30	280.51	0.12D-07	0.23D-06	0.17	
102.0	10/06/82	17.	5.92	21.18	1418.4	2.78	2.89	290.08	283.40	0.15D-07	0.39D-06	0.18	
103.0	10/08/82	22.	6.82	24.20	1442.6	2.63	2.76	292.71	286.16	0.23D-07	0.17D-06	0.22	
104.0	10/11/82	20.	7.57	24.43	1467.1	2.47	2.77	295.18	288.93	0.10D-07	0.89D-06	0.29	
105.0	10/13/82	15.	6.00	18.13	1485.2	1.94	1.86	297.12	290.78	0.38D-07	0.72D-06	0.35	
106.0	10/14/82	14.	7.58	17.34	1502.5	1.70	1.93	298.82	292.71	0.20D-07	0.97D-06	0.42	
107.0	10/15/82	26.	6.23	24.47	1527.0	4.03	4.11	302.85	296.82	0.25D-07	0.59D-06	0.51	
108.0	10/18/82	19.	4.93	27.66	1554.7	3.51	3.31	306.36	300.12	0.10D-07	0.46D-06	0.53	
109.0	10/20/82	12.	3.77	11.94	1566.6	1.64	1.62	308.00	301.74	0.65D-08	0.52D-06	0.53	
110.0	10/21/82	5.	5.97	10.56	1577.2	0.93	0.18	308.93	301.92	0.11D-07	0.57D-06	0.58	
111.0	10/22/82	16.	7.25	26.76	1603.9	1.95	2.86	310.88	304.78	0.11D-07	0.13D-05	0.58	
112.0	10/25/82	16.	7.67	27.76	1631.7	2.02	2.25	312.90	307.03	0.86D-08	0.75D-06	0.73	
113.0	10/27/82	12.	5.05	16.42	1648.1	1.79	1.75	314.69	308.78	0.89D-08	0.49D-06	0.68	
114.0	10/28/82	8.	3.83	13.19	1661.3	1.36	1.41	316.05	310.18	0.14D-07	0.31D-06	0.77	
115.0	10/29/82	6.	3.32	5.18	1666.5	0.56	0.58	316.61	310.76	0.14D-07	0.23D-05	0.77	
116.0	11/01/82	16.	6.72	22.02	1688.5	1.74	1.76	318.35	312.52	0.14D-07	0.45D-07	0.75	
117.0	11/03/82	19.	7.52	21.75	1710.2	2.42	2.39	320.77	314.91	0.68D-08	0.13D-05	0.54	
118.0	11/05/82	16.	7.62	25.42	1735.7	2.25	2.31	323.02	317.22	0.12D-07	0.35D-06	0.33	
119.0	11/08/82	18.	6.88	25.72	1761.4	2.47	2.60	325.49	319.82	0.12D-07	0.73D-06	0.29	
120.0	11/10/82	28.	7.38	45.62	1807.0	4.98	5.20	330.47	325.02	0.16D-07	0.28D-06	0.29	
121.0	11/12/82	24.	4.65	33.28	1840.3	4.17	4.07	334.64	329.08	0.37D-07	0.18D-06	0.42	
122.0	11/15/82	29.	7.60	43.08	1883.4	4.03	4.24	338.67	333.32	0.96D-08	0.62D-06	0.05	
123.0	11/17/82	25.	5.22	33.71	1917.1	3.00	3.10	341.67	336.42	0.97D-08	0.60D-06	0.03	
124.0	11/18/82	27.	6.25	41.84	1958.9	4.48	4.52	346.15	340.94	0.26D-07	0.36D-06	0.04	
125.0	11/19/82	16.	6.28	27.08	1986.0	2.52	2.63	348.67	343.57	0.26D-07	0.63D-06	0.04	
126.0	11/22/82	14.	3.93	14.50	2000.5	1.79	1.84	350.46	345.40	0.12D-07	0.10D-05	0.03	
127.0	11/24/82	25.	6.28	25.57	2026.1	3.11	3.28	353.57	348.68	0.63D-07	0.92D-06	0.02	
128.0	11/29/82	18.	5.33	21.61	2047.7	2.74	2.69	356.31	351.37	0.13D-07	0.39D-06	0.08	
129.0	12/01/82	25.	6.78	41.72	2089.4	4.21	4.18	360.52	355.55	0.25D-07	0.66D-06	0.08	
130.0	12/02/82	22.	5.60	31.37	2120.8	3.13	3.15	363.65	358.70	0.80D-08	0.13D-05	0.18	
131.0	12/03/82	21.	5.72	22.96	2143.7	2.63	2.65	366.28	361.34	0.78D-08	0.18D-05	0.27	
132.0	12/06/82	13.	4.48	15.90	2159.6	1.69	1.49	367.97	362.83	0.66D-08	0.11D-05	0.32	
133.0	12/08/82	23.	6.40	36.62	2196.2	3.33	3.29	371.30	366.11	0.11D-07	0.26D-05	0.36	
134.0	12/09/82	34.	8.08	46.41	2242.7	5.30	5.55	376.60	371.66	0.15D-07	0.45D-06	0.43	
135.0	12/10/82	21.	6.10	33.23	2275.9	3.66	3.68	380.26	375.34	0.99D-08	0.37D-06	0.43	
136.0	12/13/82	29.	5.27	34.89	2310.8	3.57	3.63	383.83	378.96	0.14D-07	0.62D-06	0.43	
137.0	12/14/82	20.	5.45	25.92	2336.7	3.11	3.14	386.94	382.10	0.28D-07	0.92D-07	0.45	
138.0	12/16/82	20.	7.10	24.04	2360.7	2.76	2.77	389.70	384.87	0.11D-07	0.25D-06	0.51	
139.0	12/17/82	18.	6.43	24.89	2385.6	2.77	2.74	392.47	387.61	0.25D-07	0.62D-06	0.52	
140.0	12/20/82	13.	5.25	19.98	2405.6	3.83	2.06	396.30	389.66	0.17D-07	0.56D-06	0.59	
141.0	12/21/82	10.	5.72	17.14	2422.7	2.19	1.50	398.49	391.16	0.90D-08	0.56D-06	0.59	
142.0	12/22/82	12.	4.50	16.53	2439.3	1.62	1.64	400.11	392.80	0.15D-07	0.60D-06	0.60	
143.0	12/23/82	13.	3.98	13.35	2452.6	1.63	1.65	401.74	394.45	0.64D-07	0.64D-06	0.67	
144.0	12/28/82	9.	4.00	9.53	2462.2	1.10	1.02	402.84	395.47	0.64D-07	0.68D-06	0.77	
145.0	12/29/82	13.	4.20	11.38	2473.5	1.34	1.34	404.18	396.81	0.11D-07	0.83D-06	0.80	
146.0	12/30/82	14.	3.68	7.19	2480.7	1.03	1.01	405.21	397.82	0.40D-08	0.10D-05	0.87	
147.0	01/04/83	14.	5.05	20.03	2500.8	2.12	2.08	407.33	399.89	0.22D-07	0.15D-05	0.28	
148.0	01/05/83	15.	6.88	20.47	2521.2	1.94	1.92	409.27	401.81	0.19D-06	0.20D-07	0.33	

DATA TABLE TOTALS

	PARTIAL	WHOLE
NUMBER OF ENTRIES	149.0	149.0
NUMBER OF ENTRANTS	2041.0	2041.0
CLOCK HOURS	840.0	840.0
PERSON HOURS	2521.2	2521.2
W. B. PERSON-REM (RWP)	409.3	409.3
W. B. PERSON-REM (TLD)	401.8	401.8
TABLE TIME SPAN IN YEARS	2.5	2.5

TABLE NOTES

1 START OF REACTOR BUILDING SUMP WATER REMOVAL: 09/22/81.
2 RB ENTRY #43: START OF LARGE-SCALE DECONTAMINATION EXPERIMENT, 03/04/82.
3 RB ENTRY #56: END OF LARGE-SCALE DECONTAMINATION EXPERIMENT, 03/31/82.
4 RB FLOOR NEARLY DRY; REMAINING-WATER REMOVAL TEMPORARILY HALTED, 05/02/82
5 START OF RCS CLEANUP PROJECT; BATCH 1 DRAWN 05/17-19/82.
6 RB ENTRY #75: FIRST IN-CORE 'QUICK-LOOK' CAMERA INSPECTION, 07/21/82.
7 RB ENTRY #79: SECOND IN-CORE 'QUICK-LOOK' CAMERA INSPECTION, 08/06/82.
8 RB ENTRY #80: THIRD IN-CORE 'QUICK-LOOK' (NO CAMERA), 08/12/82.

Table 7.

SUMMARY OF RB SLUDGE ANALYSIS RESULTS

	Entry 10 May 14, 1981 INEL		Entry 16 Sept 24, 1981 INEL		Entry 68 June 23, 1982 ORNL		Entry 68 June 23, 1982 WPEDL	
Total Solids	0.9 mg/ml		0.21 mg/ml		21.6 mg/ml		26.1 mg/ml	
Activity of Solids (μCi/gm)		%		%		%		%
Co-60	12.1 (.5)[a]	0.504	20 (10)	0.726	9.2	1.21	114.2(.2)	1.536
Sb-125	487 (9)	20.29	12 (3)	0.436	124	16.31	136 (1)	1.829
Cs-134	107 (1)	4.46	39 (1)	1.416	48.9	6.43	173 (1)	2.326
Cs-137	808 (3)	33.66	324 (5)	11.76	578	76.0	2032 (4)	27.320
Ce-144	66 (3)	2.75	94 (6)	3.41			44 (.4)	0.592
Ru-106	104 (7)	4.33	58 (6)	2.11			35.9(.3)	0.483
Sr-90	800 (200)	33.33	2200 (100)	79.85			4900 (200)	65.89
Mn-54	2.5 (.4)	0.104	<1	--			0.53(.07)	--
Ag-110m	7 (.8)	0.29	<3	--			0.8(.3)	--
Sn-113	7 (2)	0.29	<4	--			0.14(.06)	--
TOTAL	2400.6	100.00	2755	99.71	760	99.95	7436.6	99.98
Fuel in Solids								
U (mg/gm)	3.9 (.4)		0.39(.05)		2.97		3.9(.2)	
Pu (μg/gm)	2.9 (.6)				4.41		6.1(.6)	
U-235 (atom %)	2.7		<4		2.37		2.4	
Composition of Solids (ppm)								
Mg	2k[b]		4k[b]		2k[c]		5k[c]	
Al	10k		50k		~3k		30k(12k)[d]	
Si	70k		30k		20k		7k	
Ca	20k		40k		2k		3k	
Fe	30k		120k		10k		3k	
Ni	30k		25k		10k		8k	
Cu	220k		3k		~40k		20k(49k)	
In	10k				3.5k		300 (3k)	
Zr					3k		200	
Sn					1.5k		2k(1.4k)	
Ag					9k		(25k)	
Cd	1k				10k		1k(5k)	

a. Number in parentheses is for counting statistics only at the 2 sigma level Absolute errors are probably ± 5%. All activities not decayed to time of sampling
b. Analyses by emission spectrometry (2k means 2000)
c. Analyses by spark source mass spectrometry
d. Analyses by atomic absorption

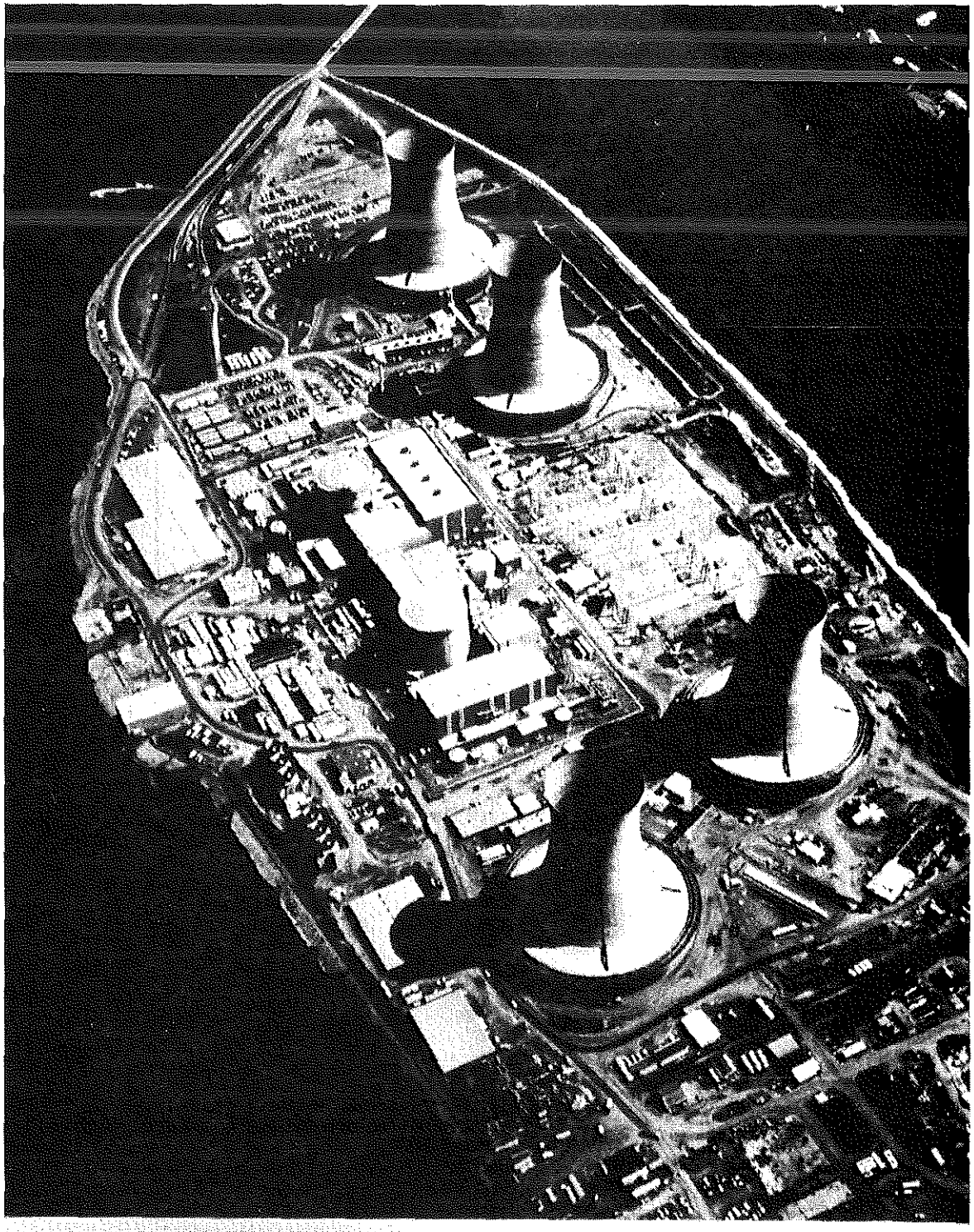
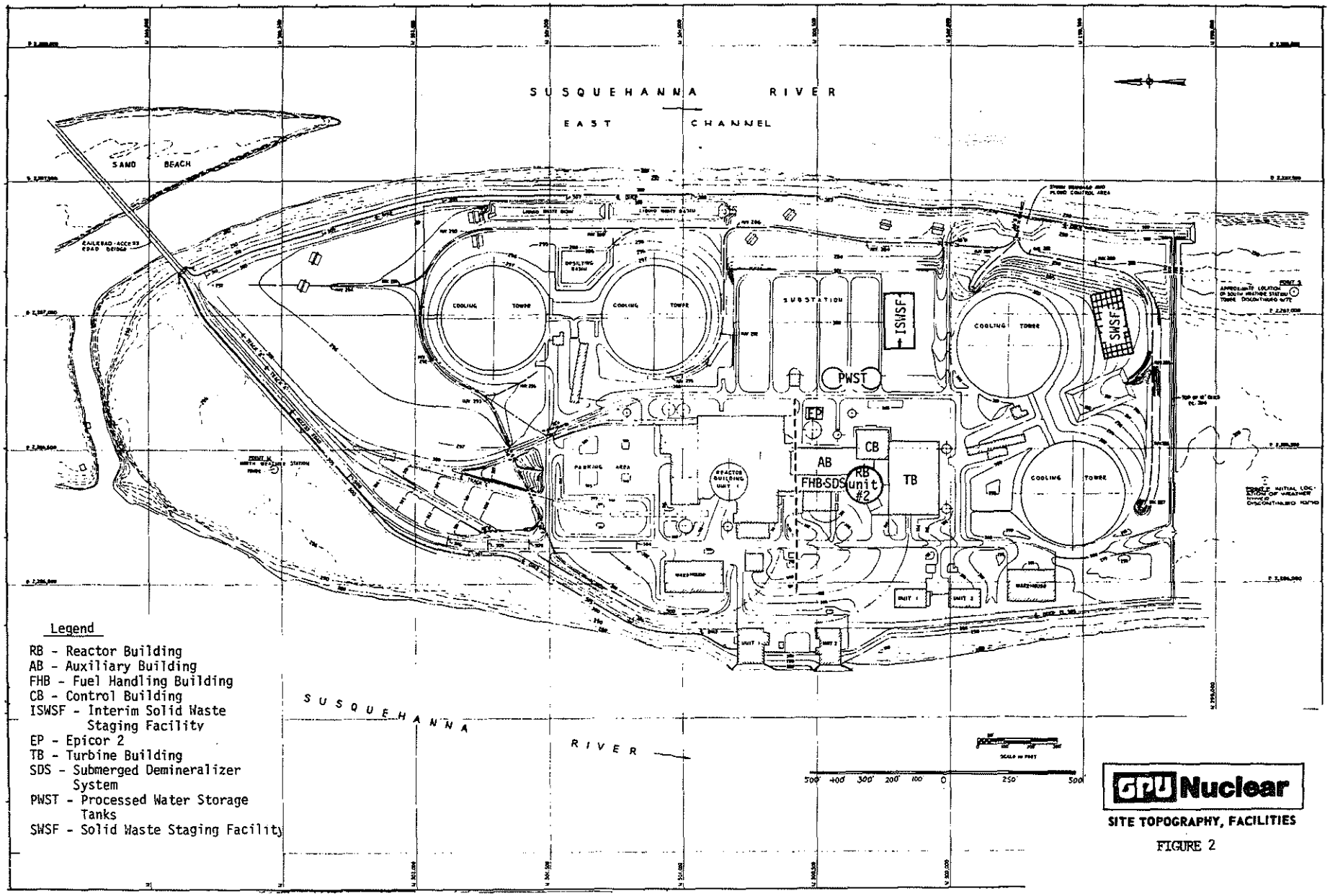


FIGURE 1. Aerial Photograph of Three Mile Island from South-southwest



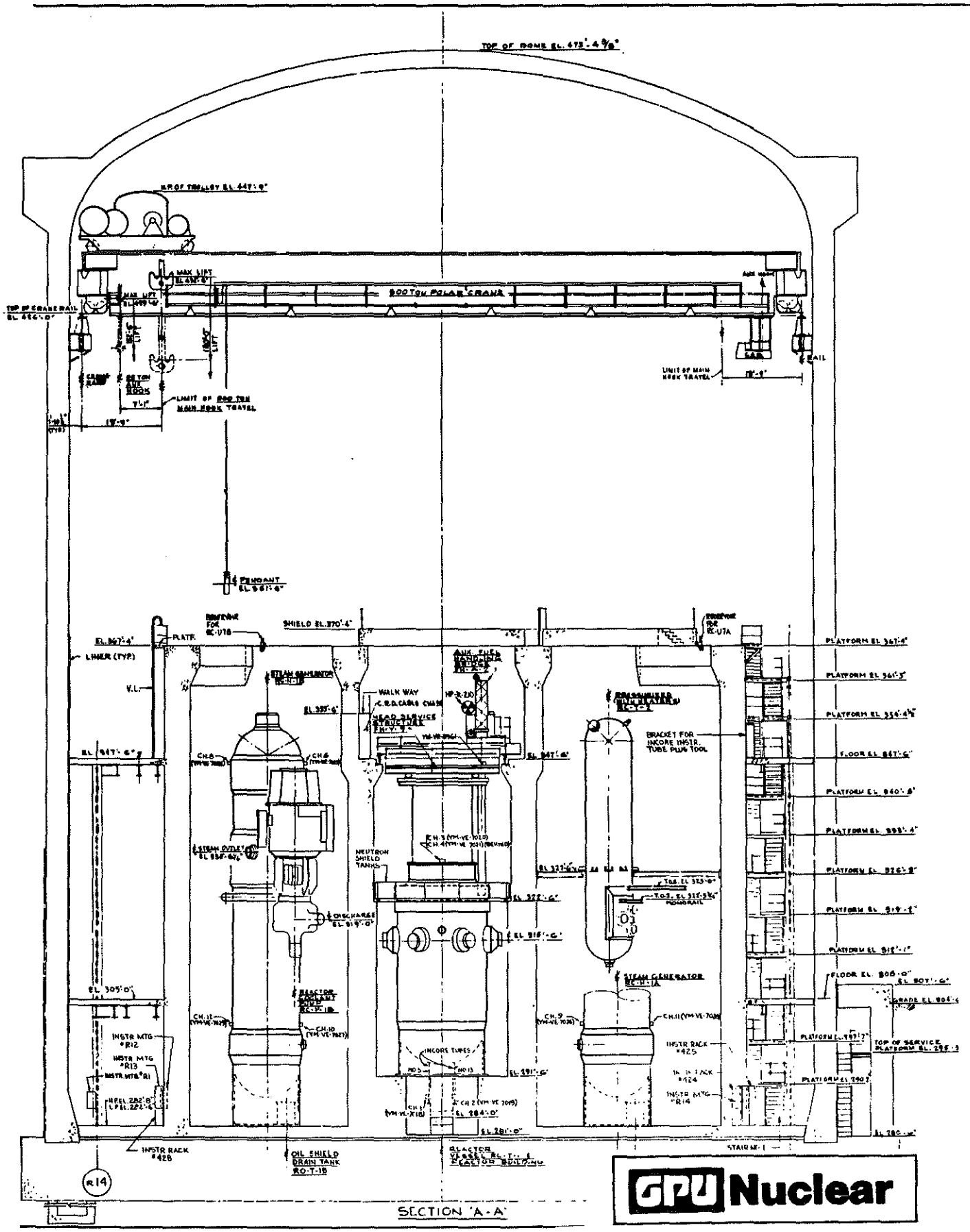
Legend

RB - Reactor Building
AB - Auxiliary Building
FHB - Fuel Handling Building
CB - Control Building
ISWSF - Interim Solid Waste Staging Facility
EP - Epicor 2
TB - Turbine Building
SDS - Submerged Demineralizer System
PWST - Processed Water Storage Tanks
SWSF - Solid Waste Staging Facility

GPU Nuclear

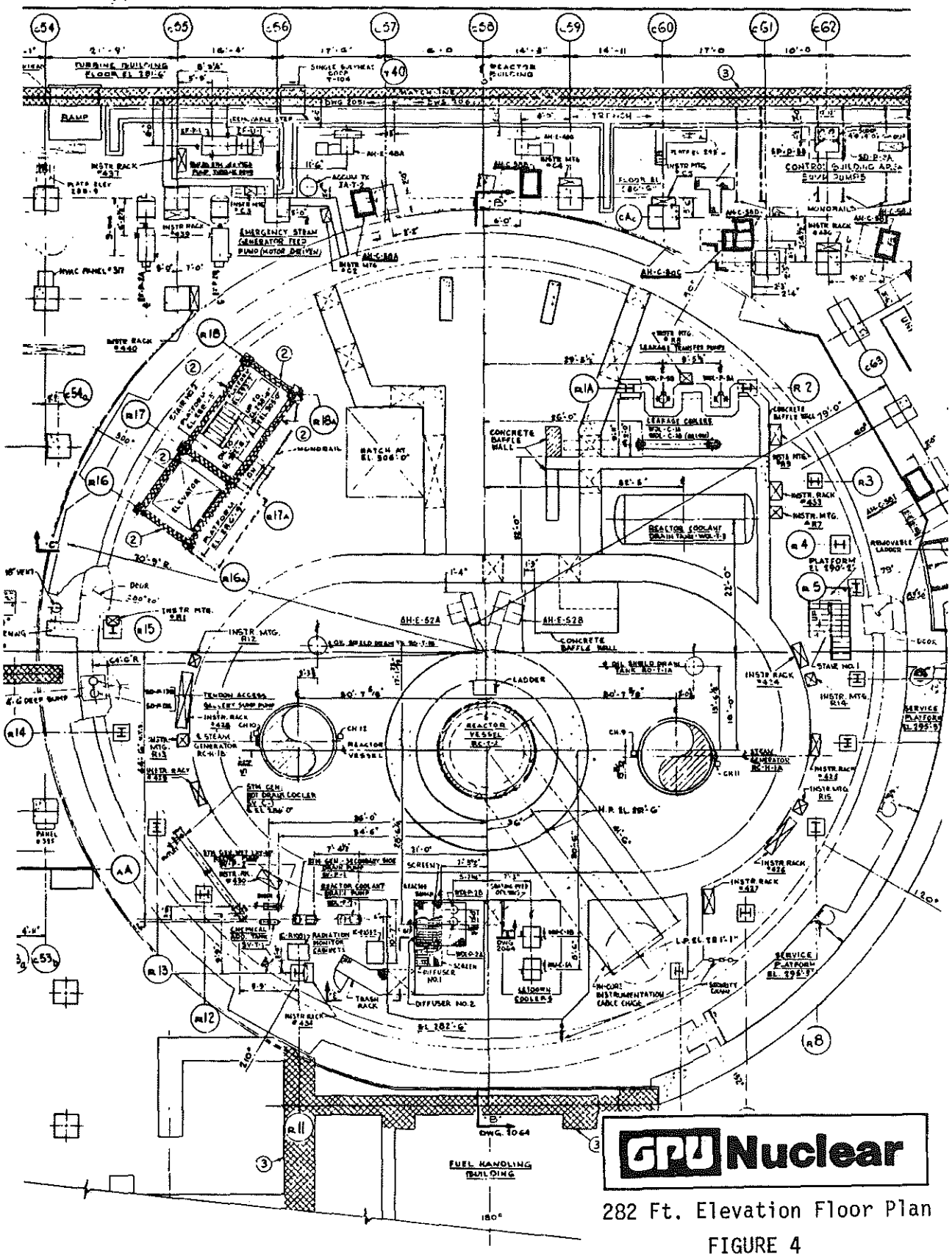
SITE TOPOGRAPHY, FACILITIES

FIGURE 2



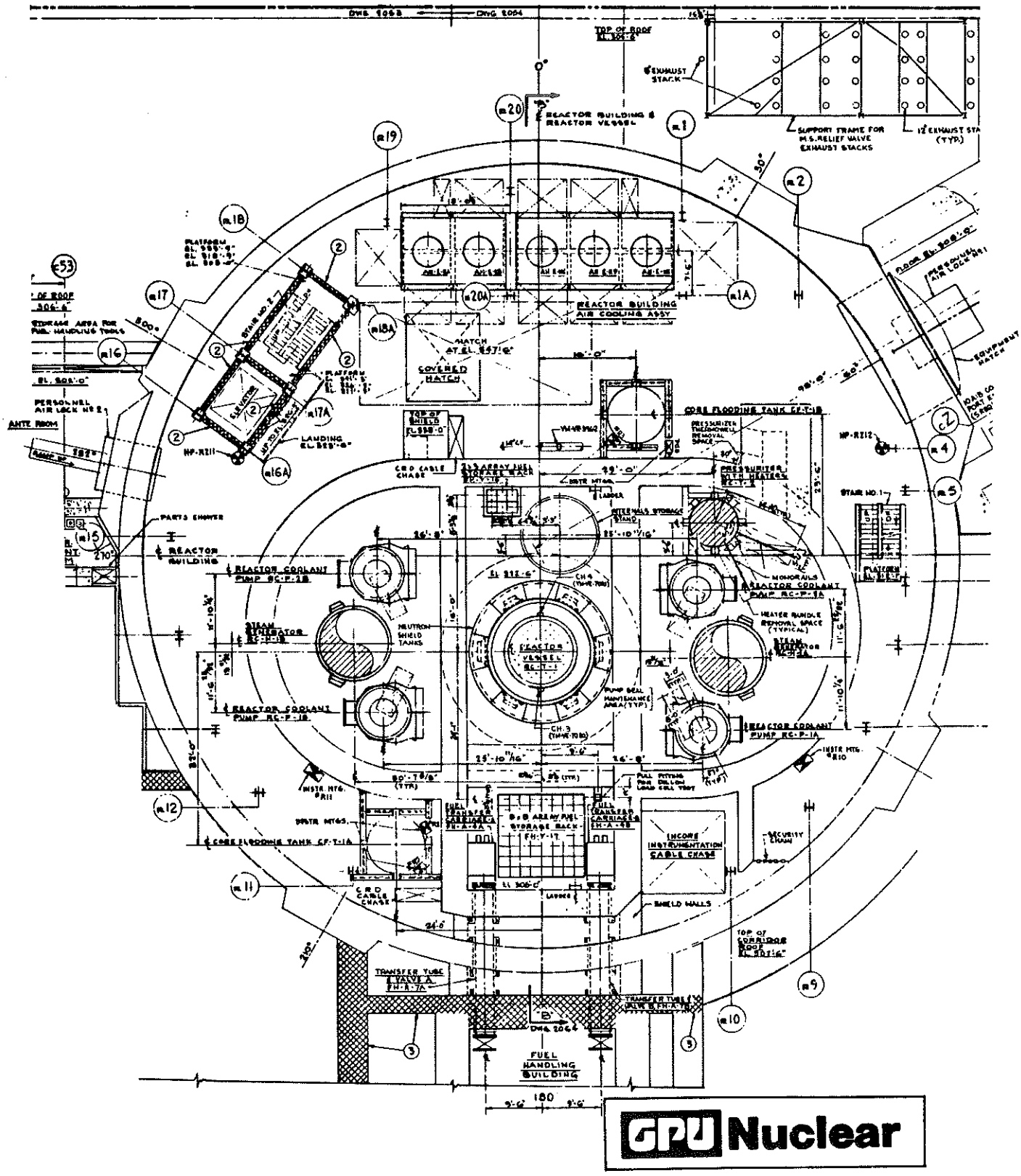
Reactor Building Elevations

FIGURE 3



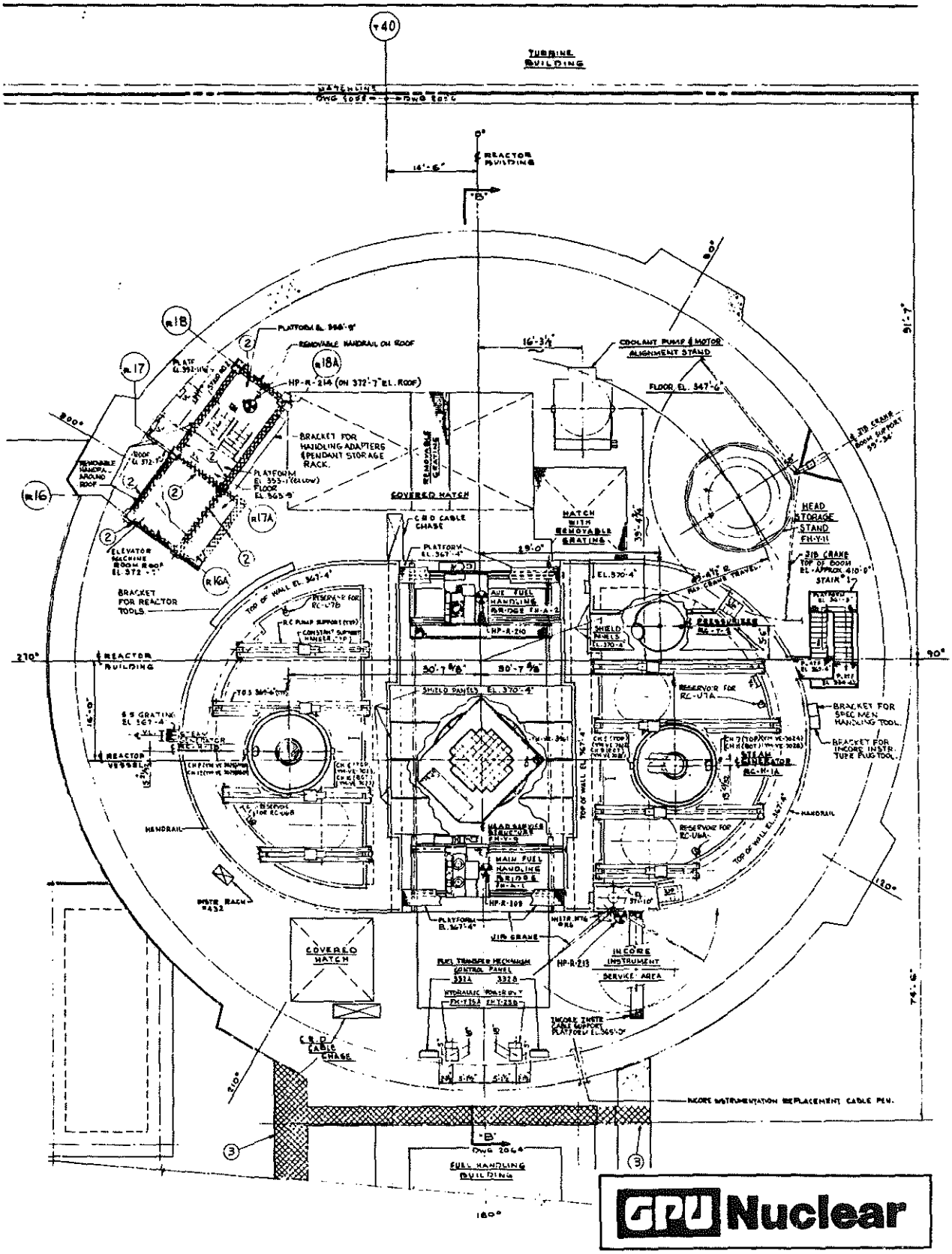
282 Ft. Elevation Floor Plan

FIGURE 4



305 Ft. Elevation Floor Plan

FIGURE 5



GPU Nuclear

347 Ft. Elevation Floor Plan

FIGURE 6

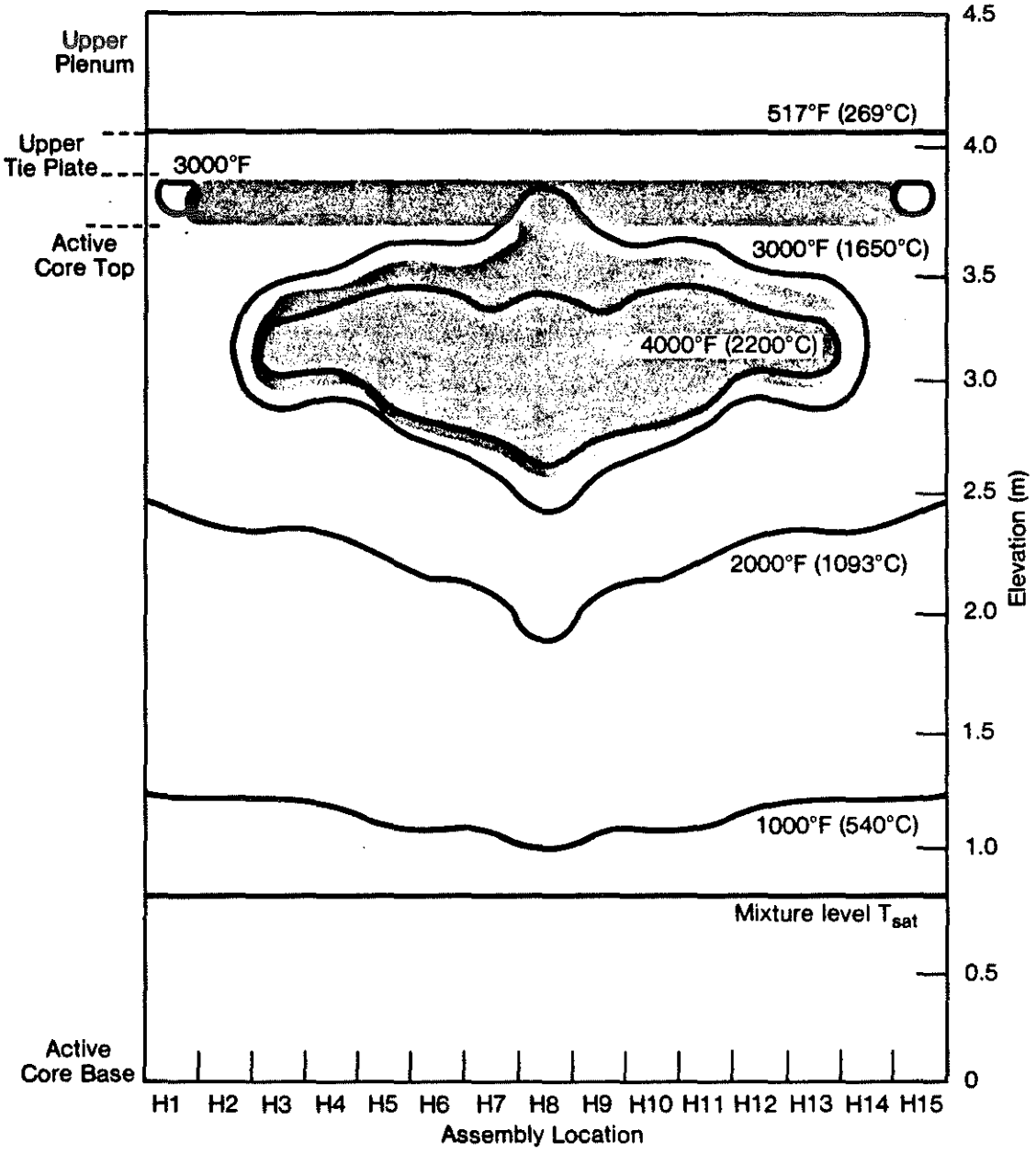
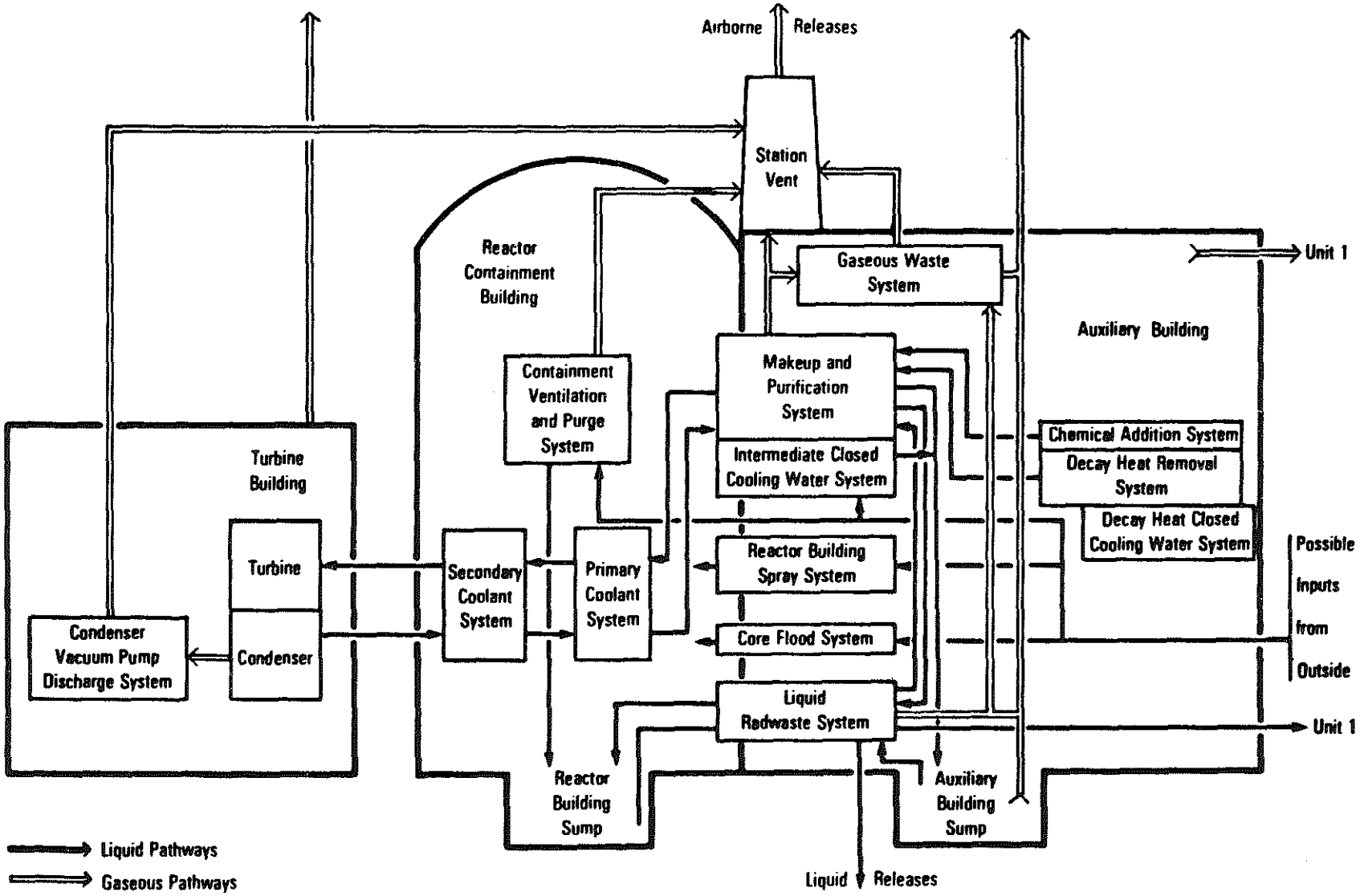
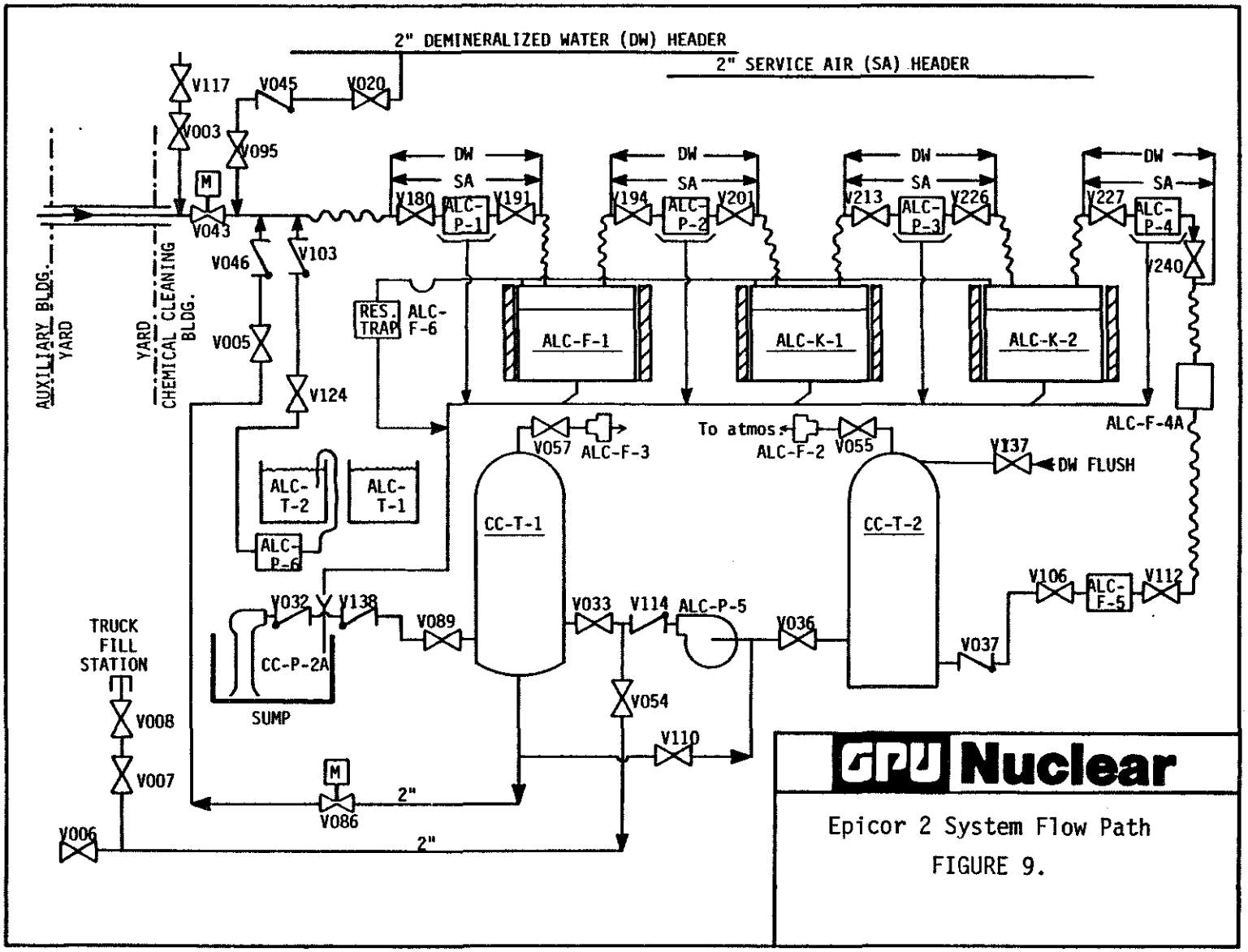


FIGURE 7 Calculated temperature distribution across core section H and upper plenum at $\tau = 174$ minutes. (Shaded area denotes region of clad embrittlement).



Fission Product Flow Paths

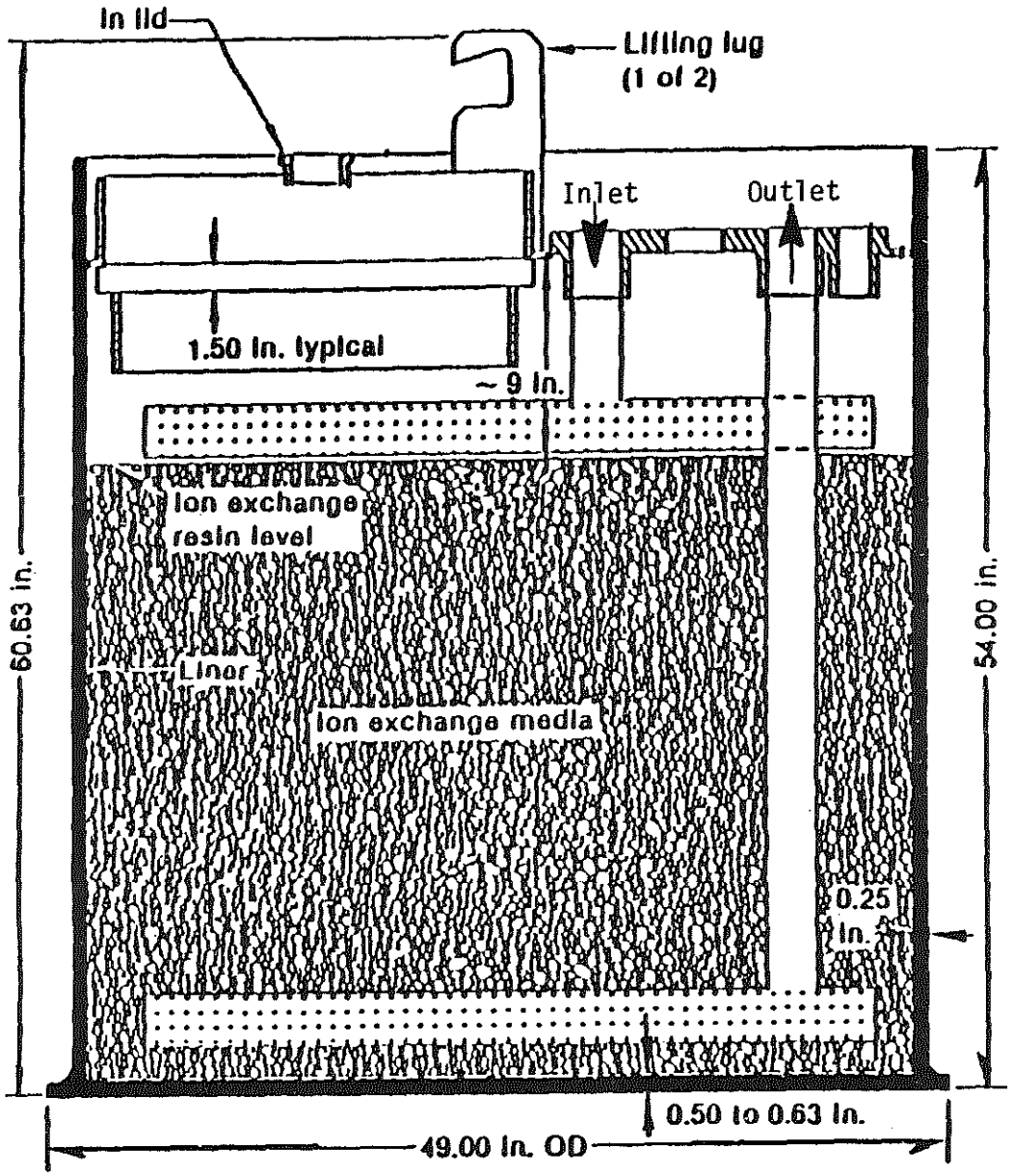
FIGURE 8



GPU Nuclear

Epicor 2 System Flow Path

FIGURE 9.



Epicor 2 4 X 4 Liner

FIGURE 10

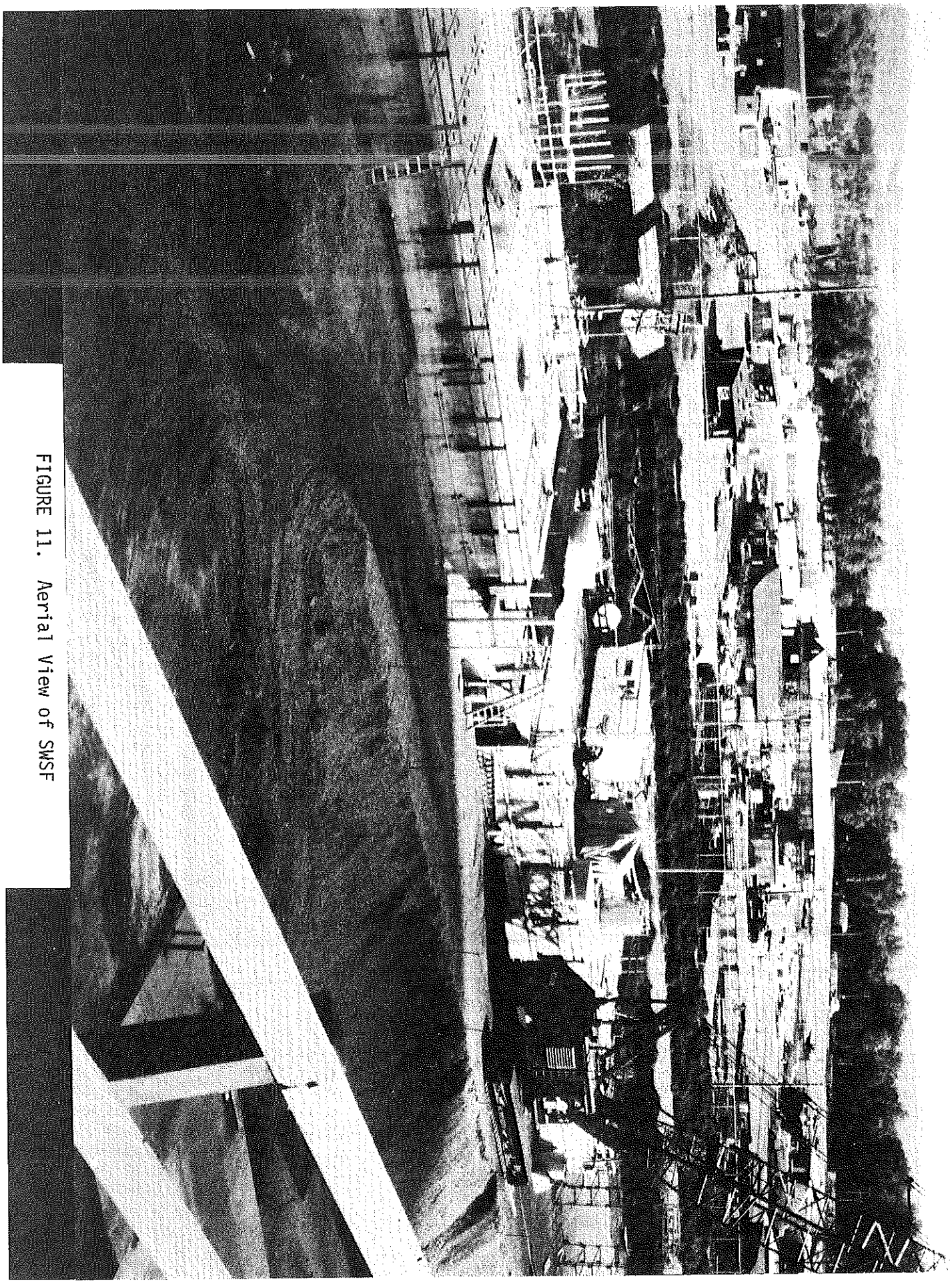


FIGURE 11. Aerial View of SWSF

FIGURE 12.

TMI 2 SUBMERGED DEMINERALIZER SYSTEM

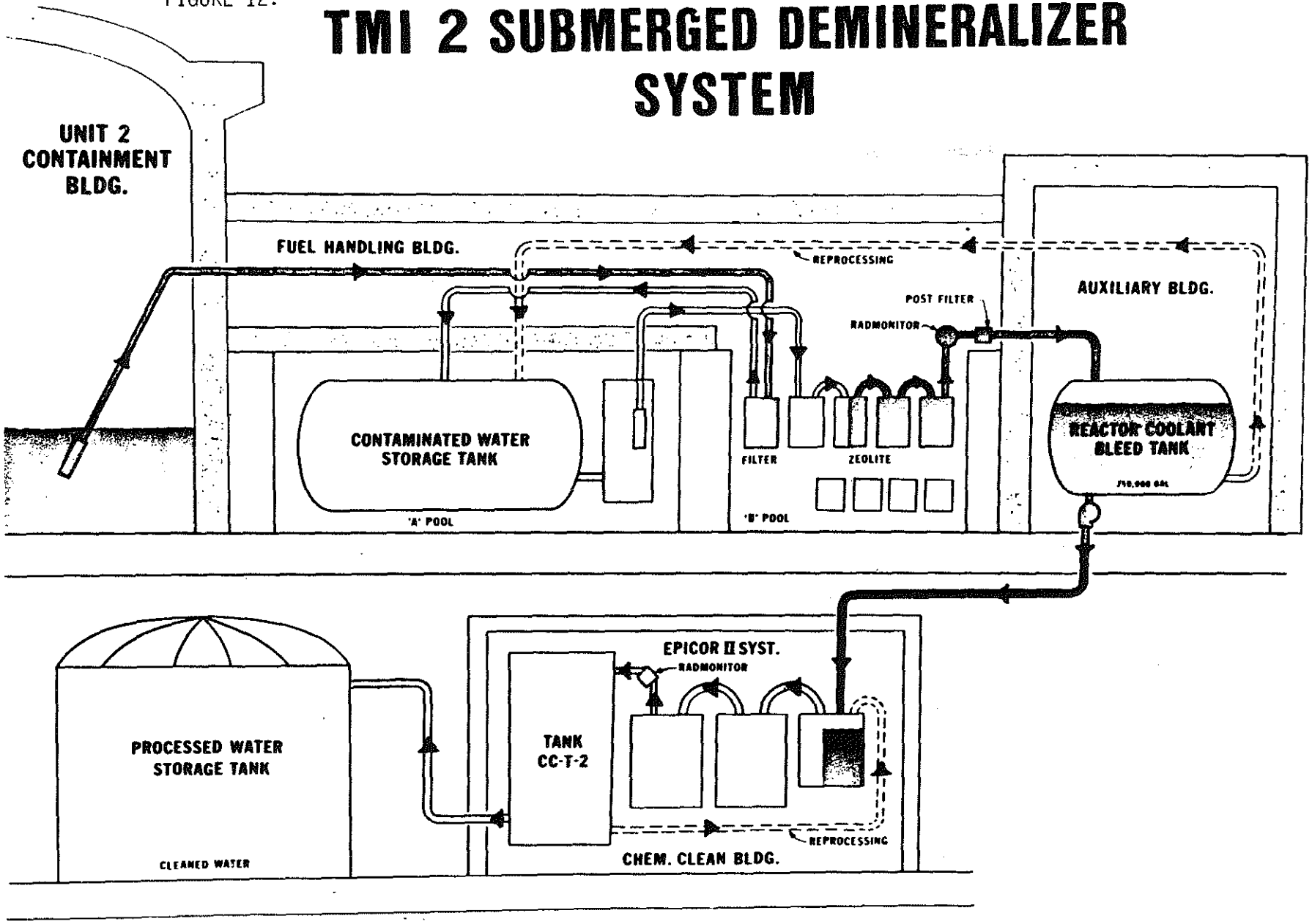
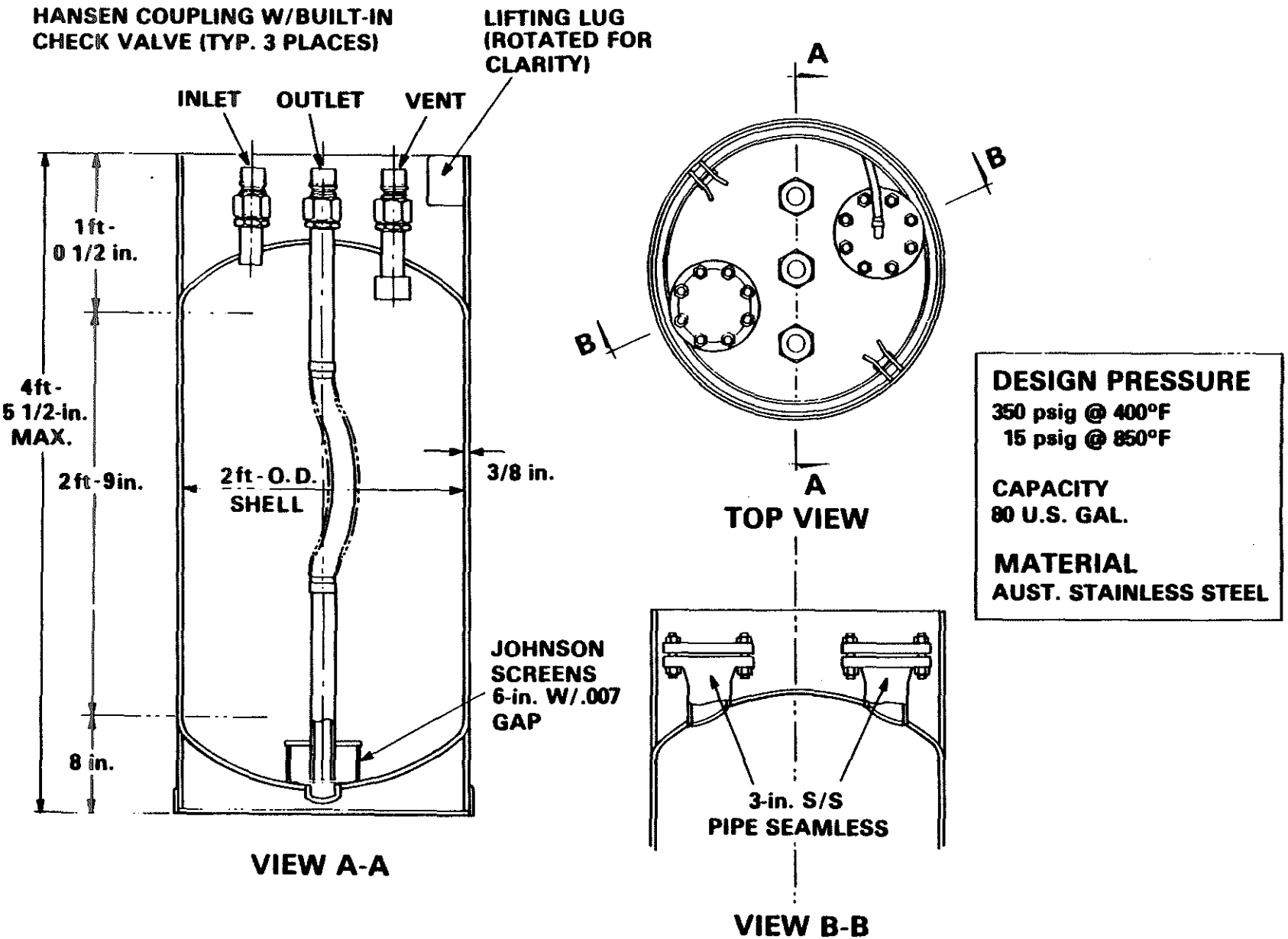


FIGURE 13

SUBMERGED DEMINERALIZER SYSTEM RESIN LINER



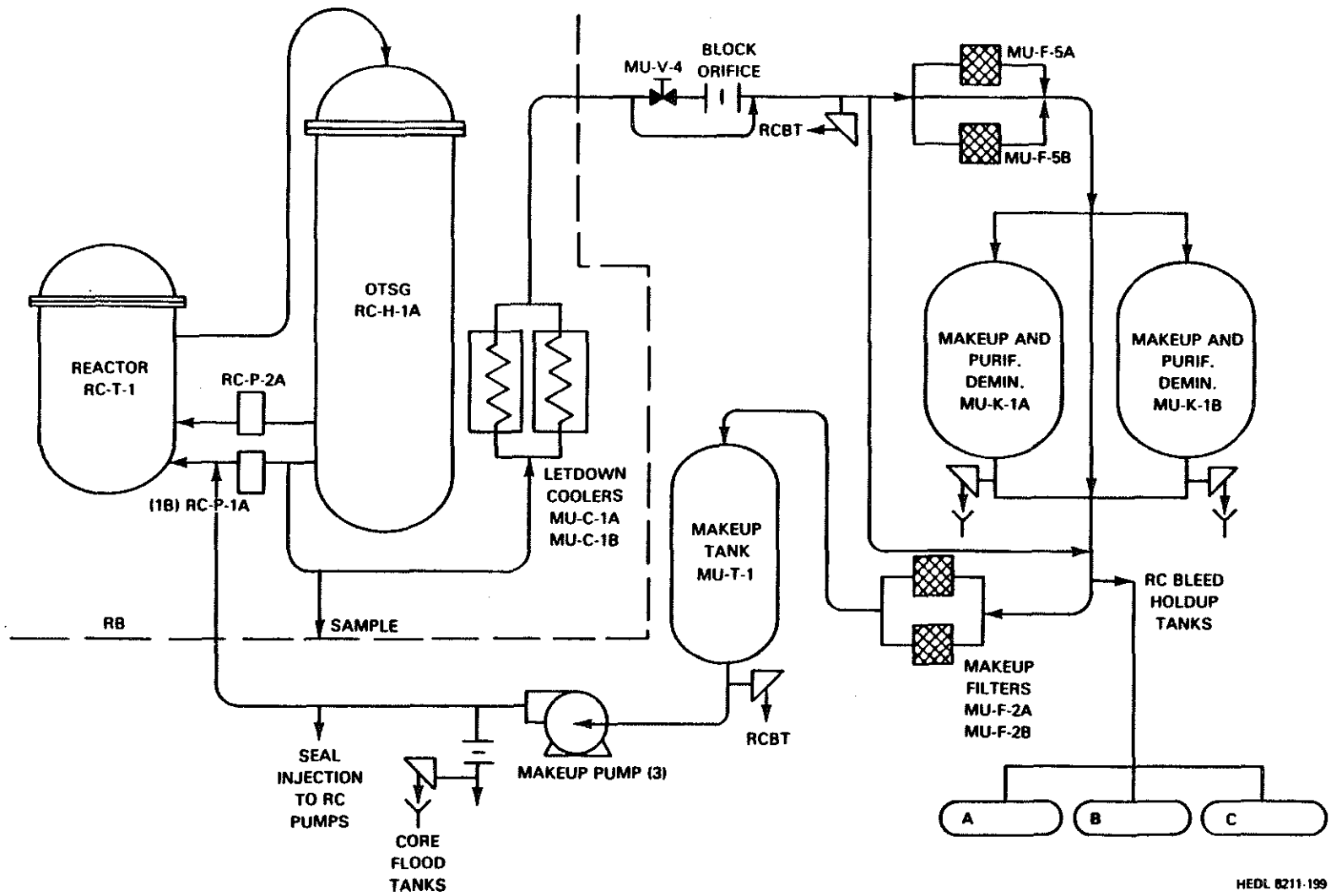


FIGURE 14. Makeup and Purification System - TMI-2

FIGURE 15

TMI-2
MAKE-UP & PURIFICATION DEMINERALIZERS

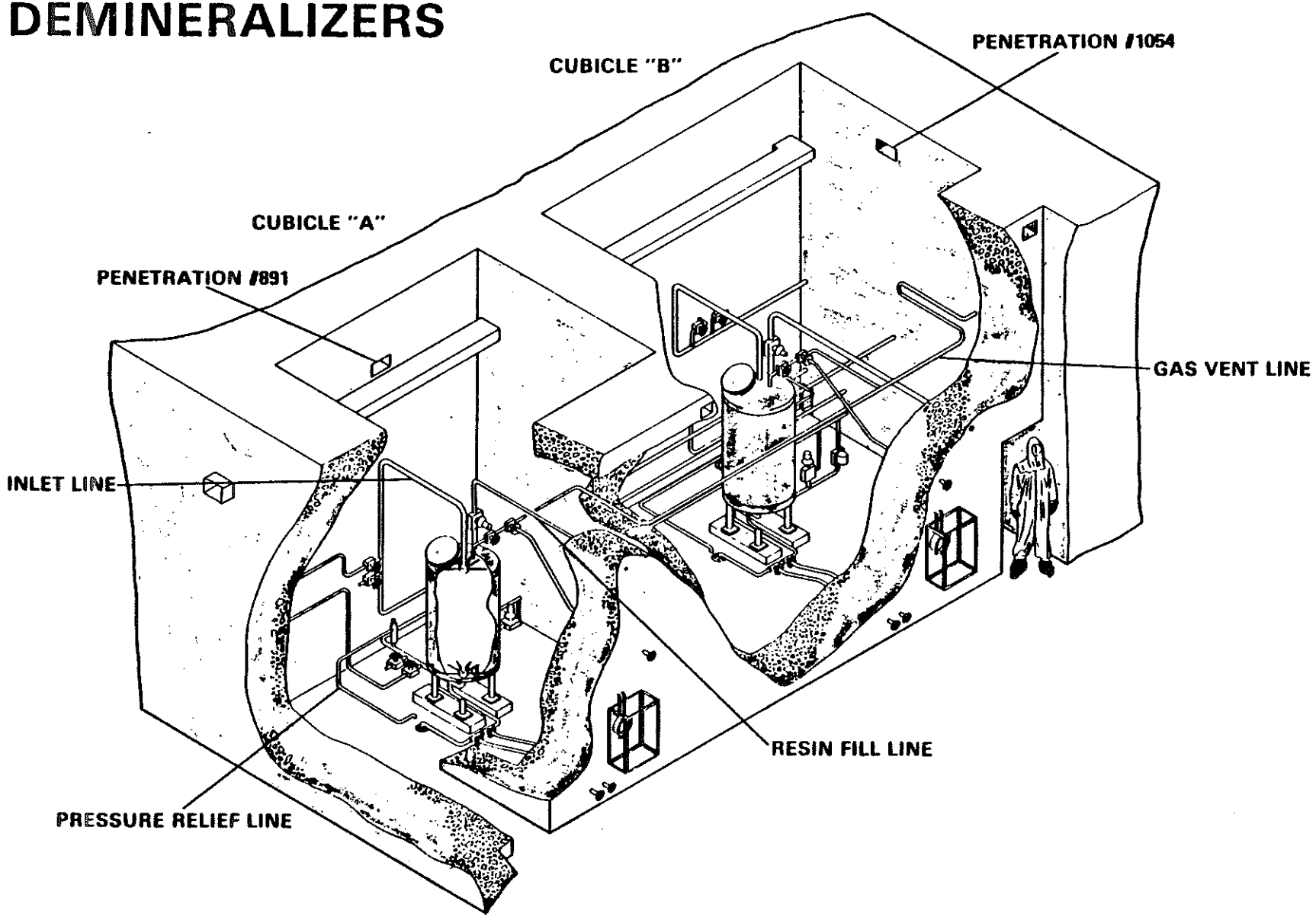


FIGURE 16.

"A" CUBICLE DOSE RATES

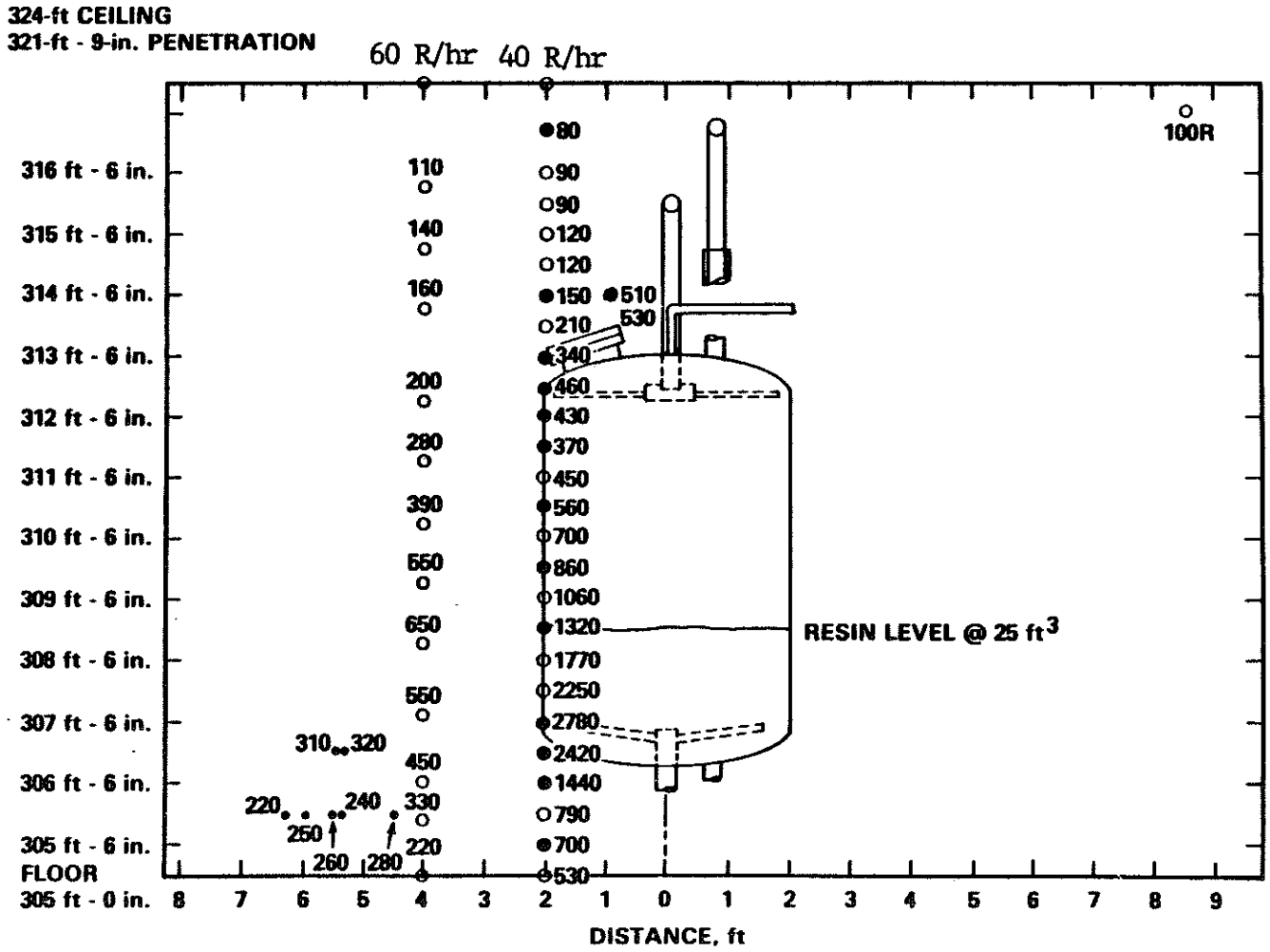
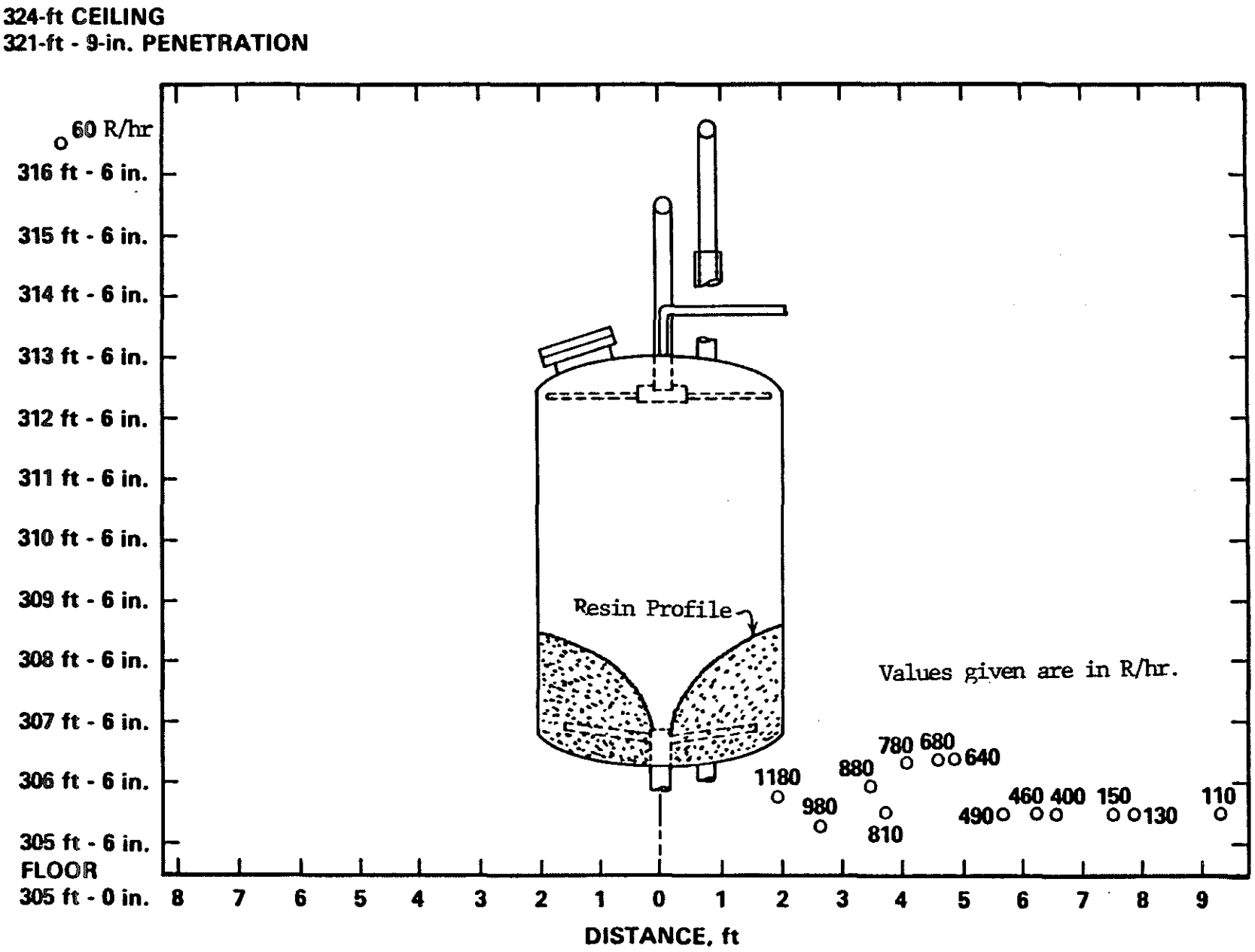


FIGURE 17.

"B" CUBICLE DOSE RATES



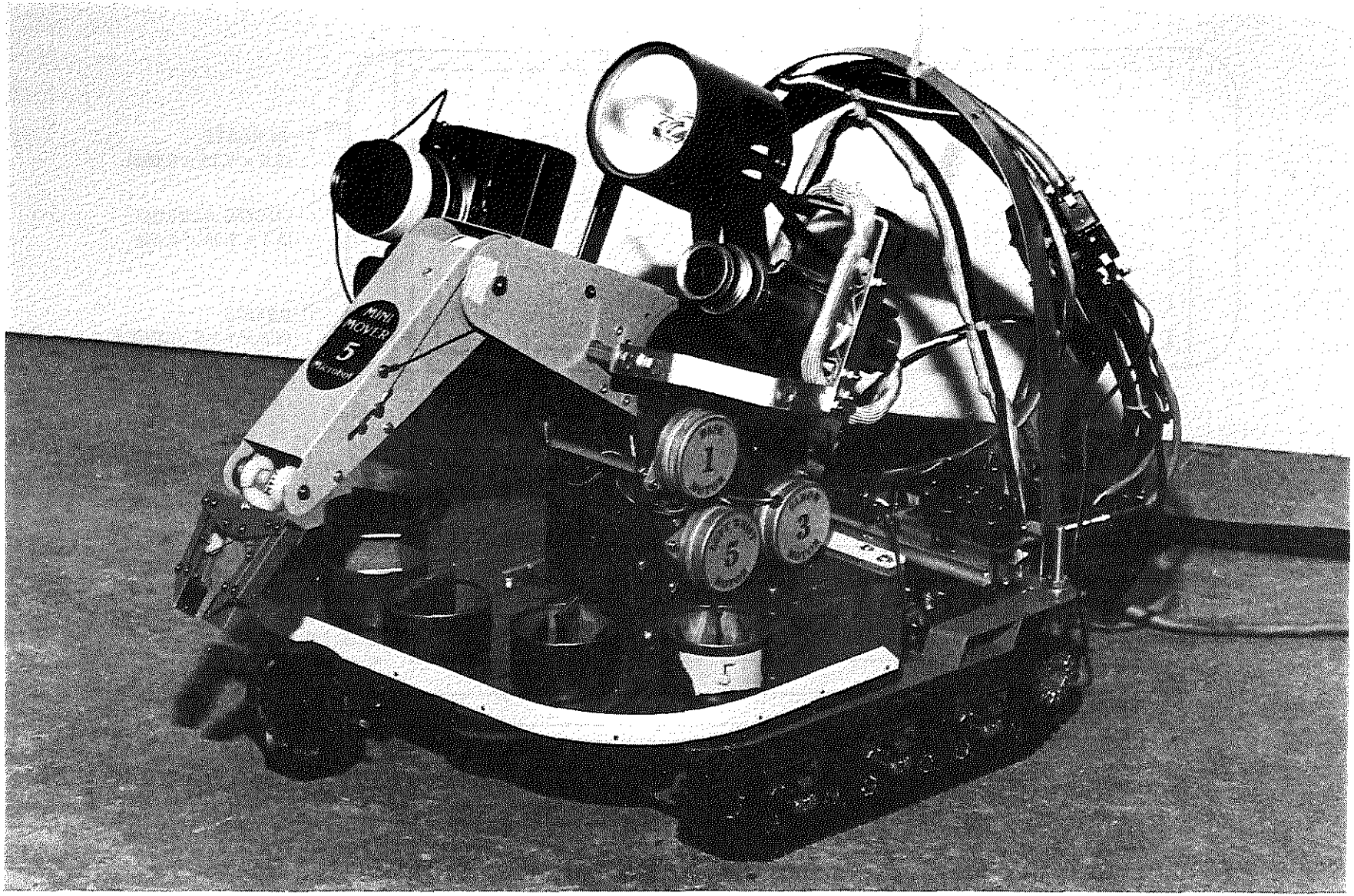


FIGURE 18. Photograph of SISI

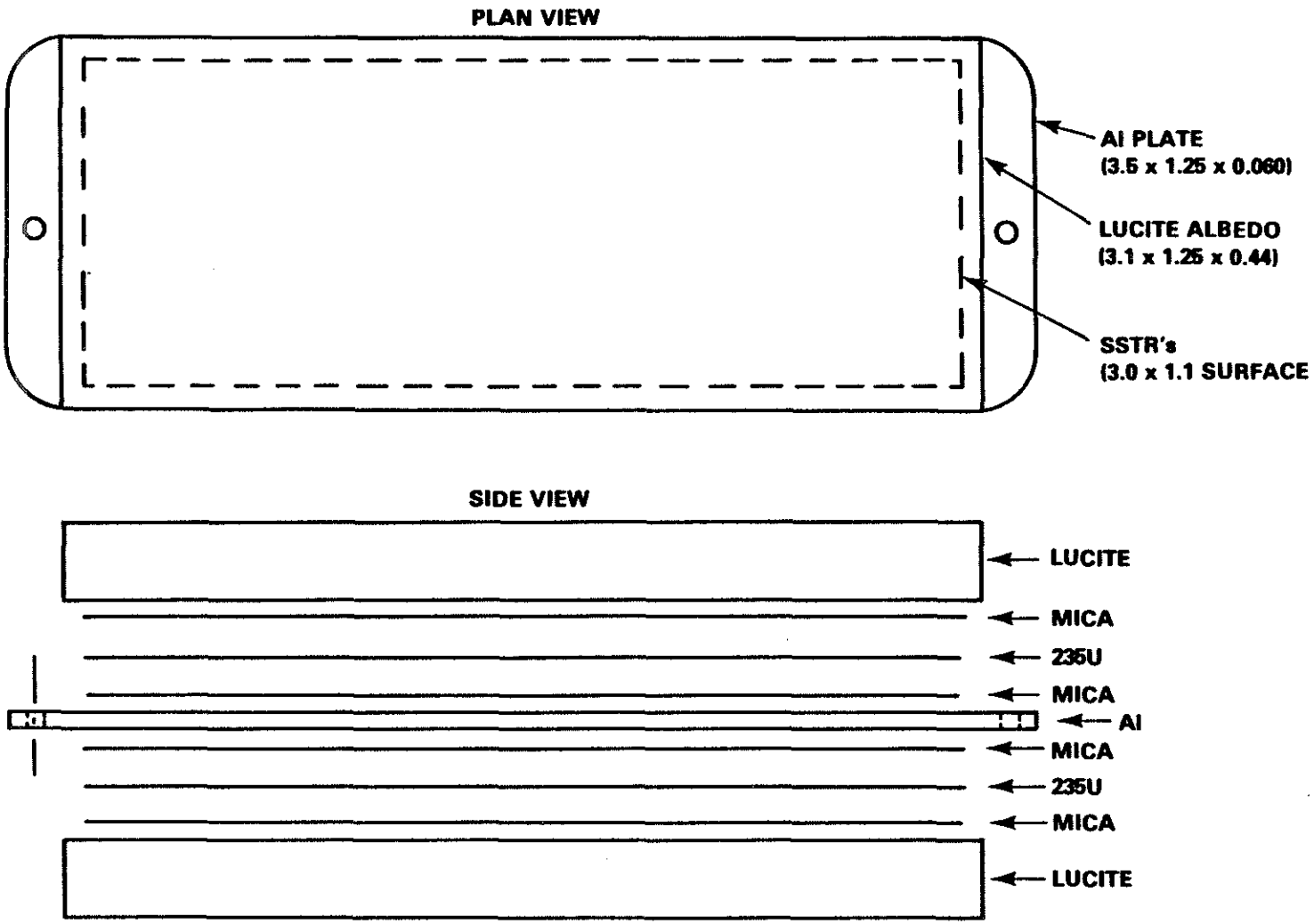


FIGURE 19. SSTR Neutron Dosimetry Holder for TMI-2 Demineralizer "A" Measurements.

FIGURE 20. First Two Reactor Building Entrants

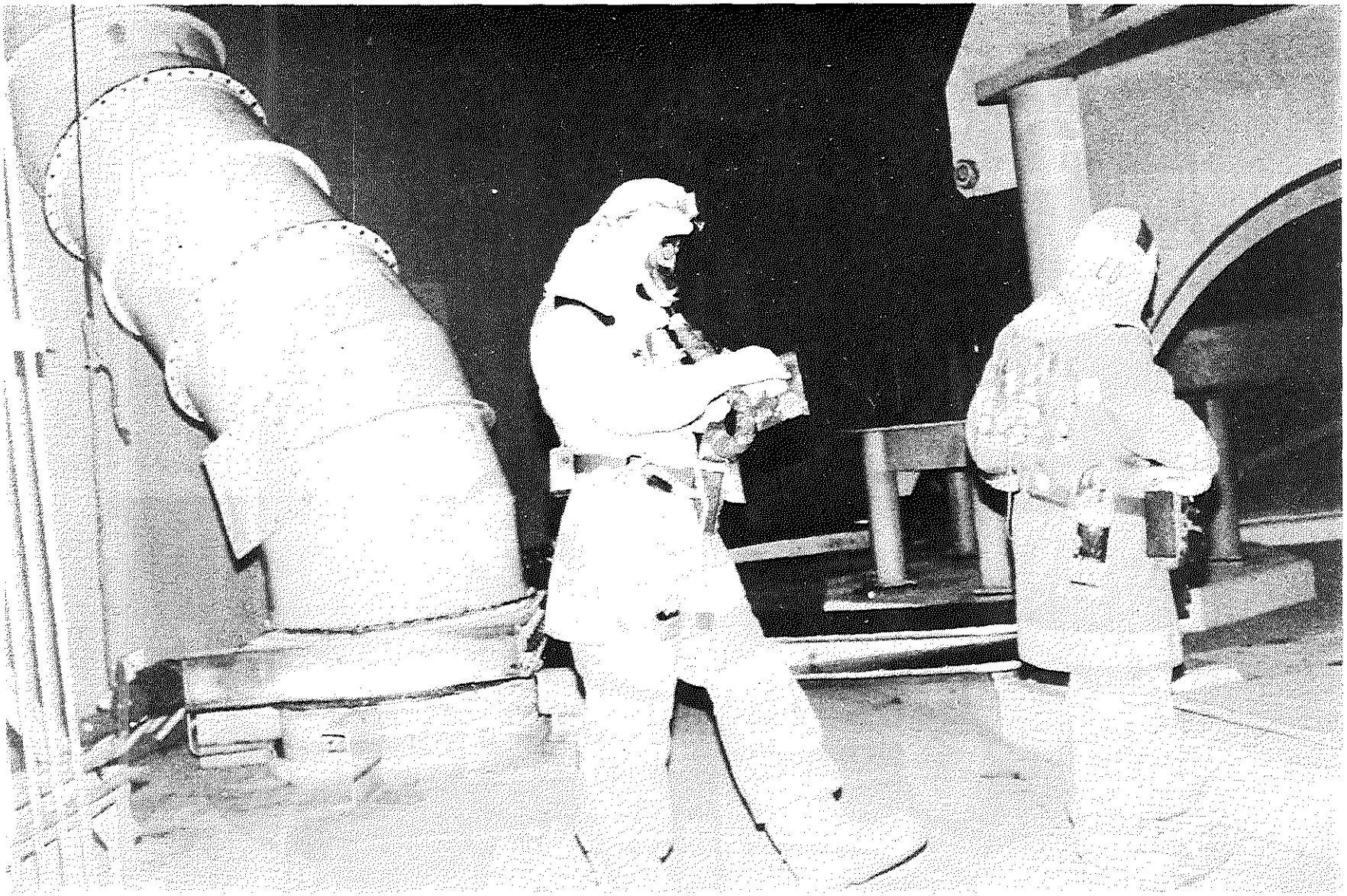


FIGURE 21. Reactor Building Entrants on 347 Ft Elevation Floor near "LOCA" Duct - RB Entry # 16

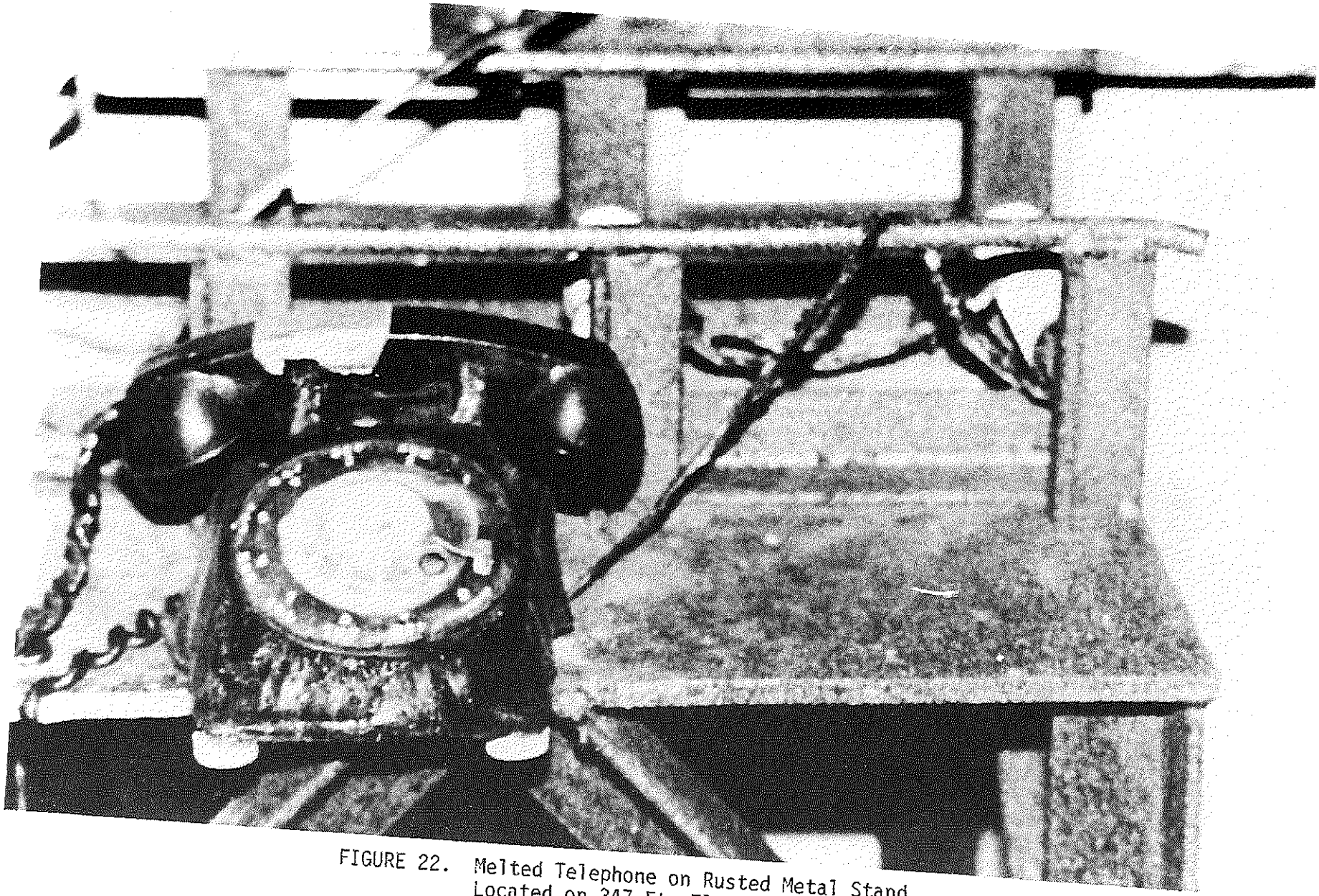


FIGURE 22. Melted Telephone on Rusted Metal Stand Located on 347 Ft. Elevation Floor - Evidence of High Temperature

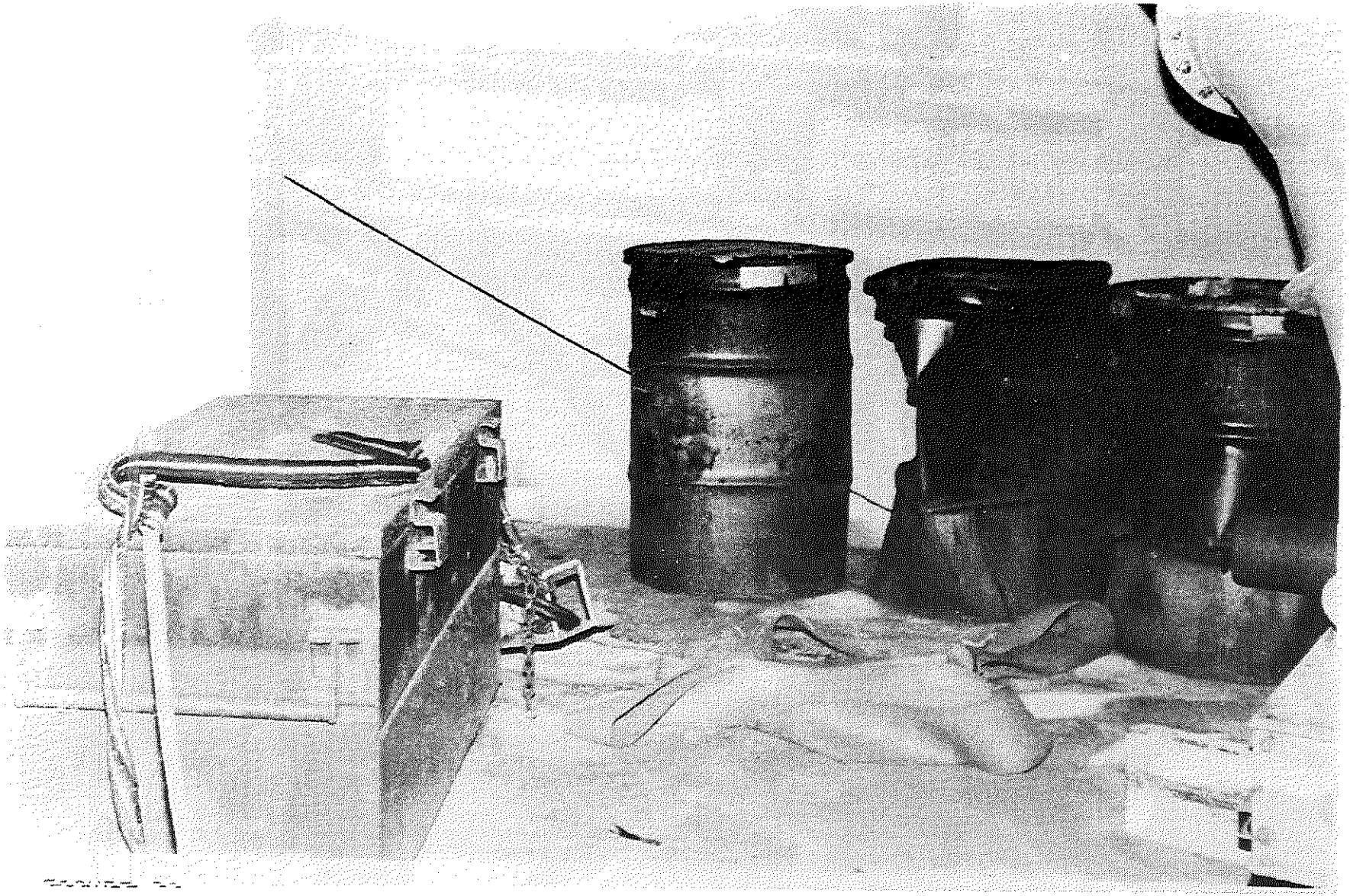


FIGURE 23. Collapsed 208 Liter (55 Gal.) Drums on 347 Ft. Elevation Floor. "LOCA" Duct at Right; Enclosed Stairwell on Left.

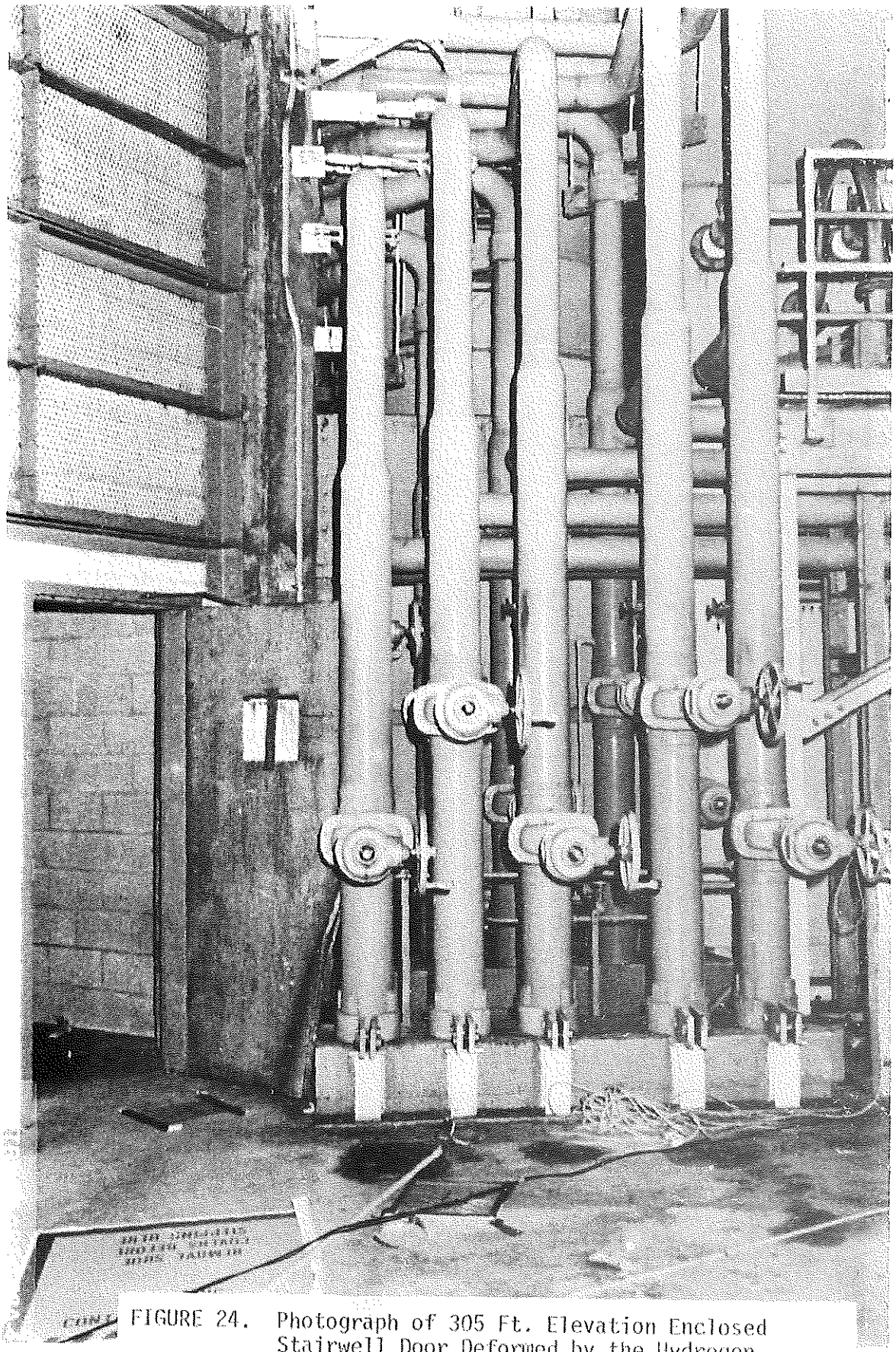


FIGURE 24. Photograph of 305 Ft. Elevation Enclosed Stairwell Door Deformed by the Hydrogen Explosion which Slammed it into Piping Support.

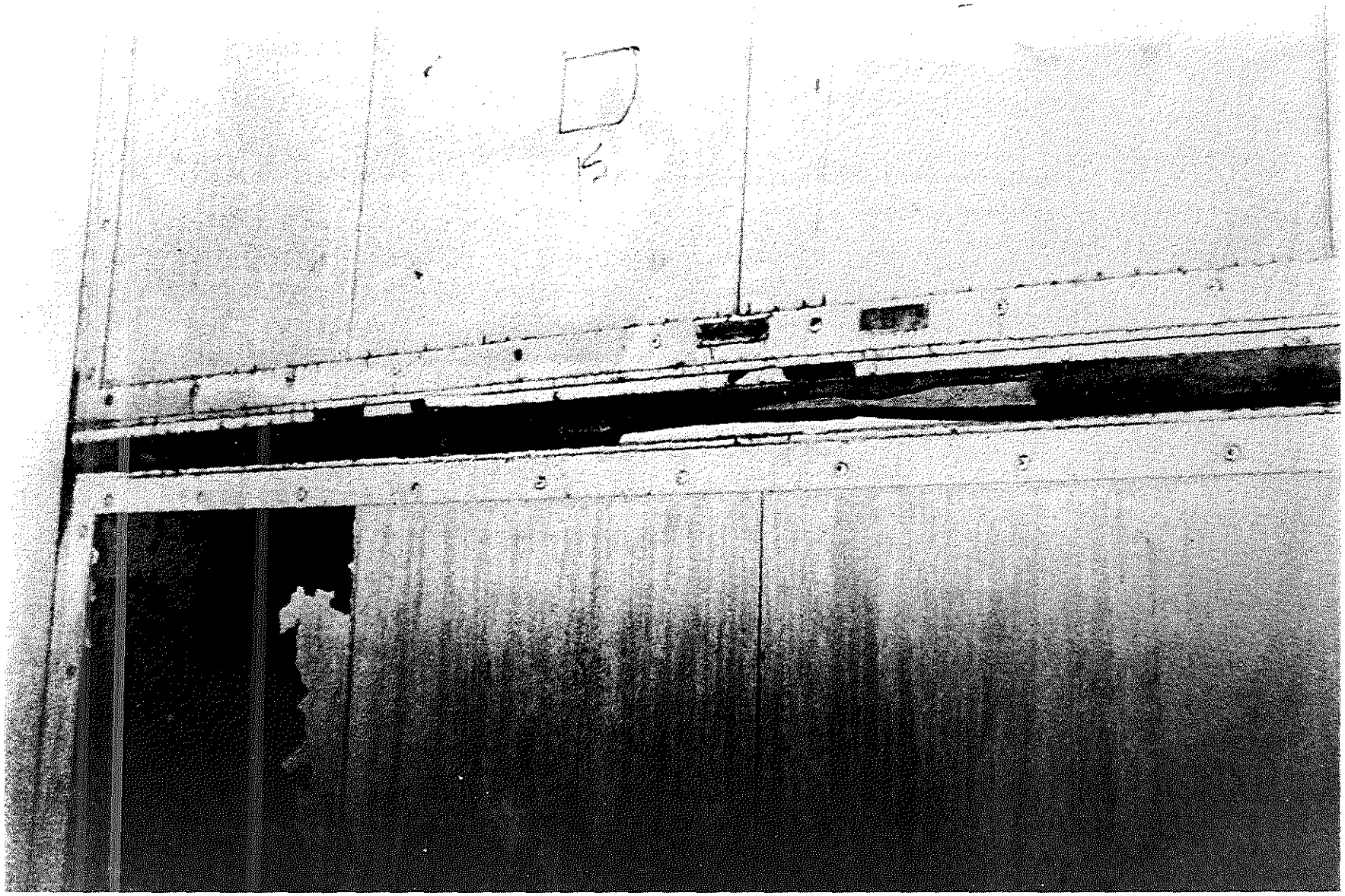
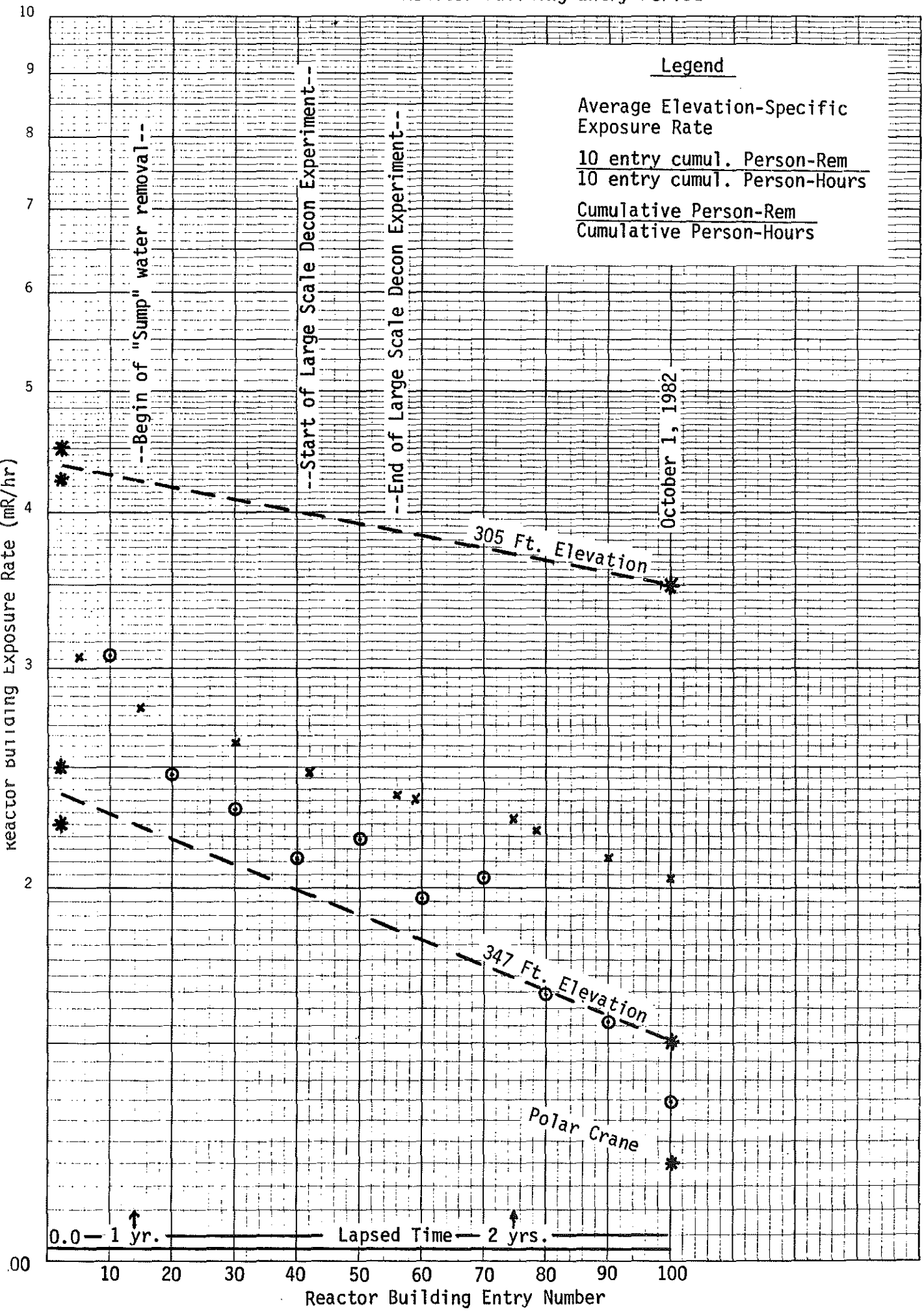


FIGURE 25. Photograph of Elevator Doors; Top Door Bowed out by Force of Hydrogen Explosion.

FIGURE 26. Reactor Building Exposure Rate Data Versus Reactor Building Entry Period



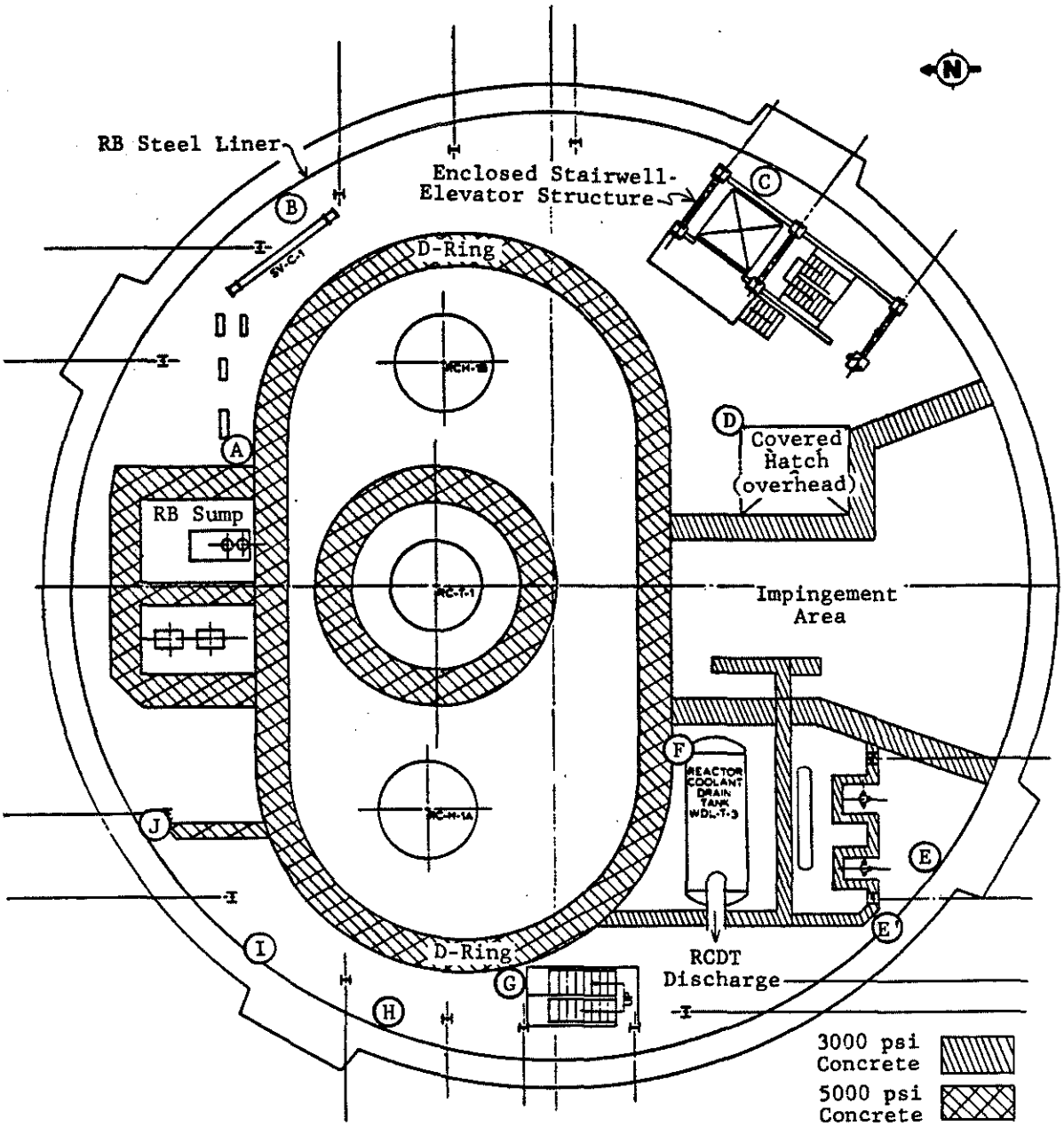
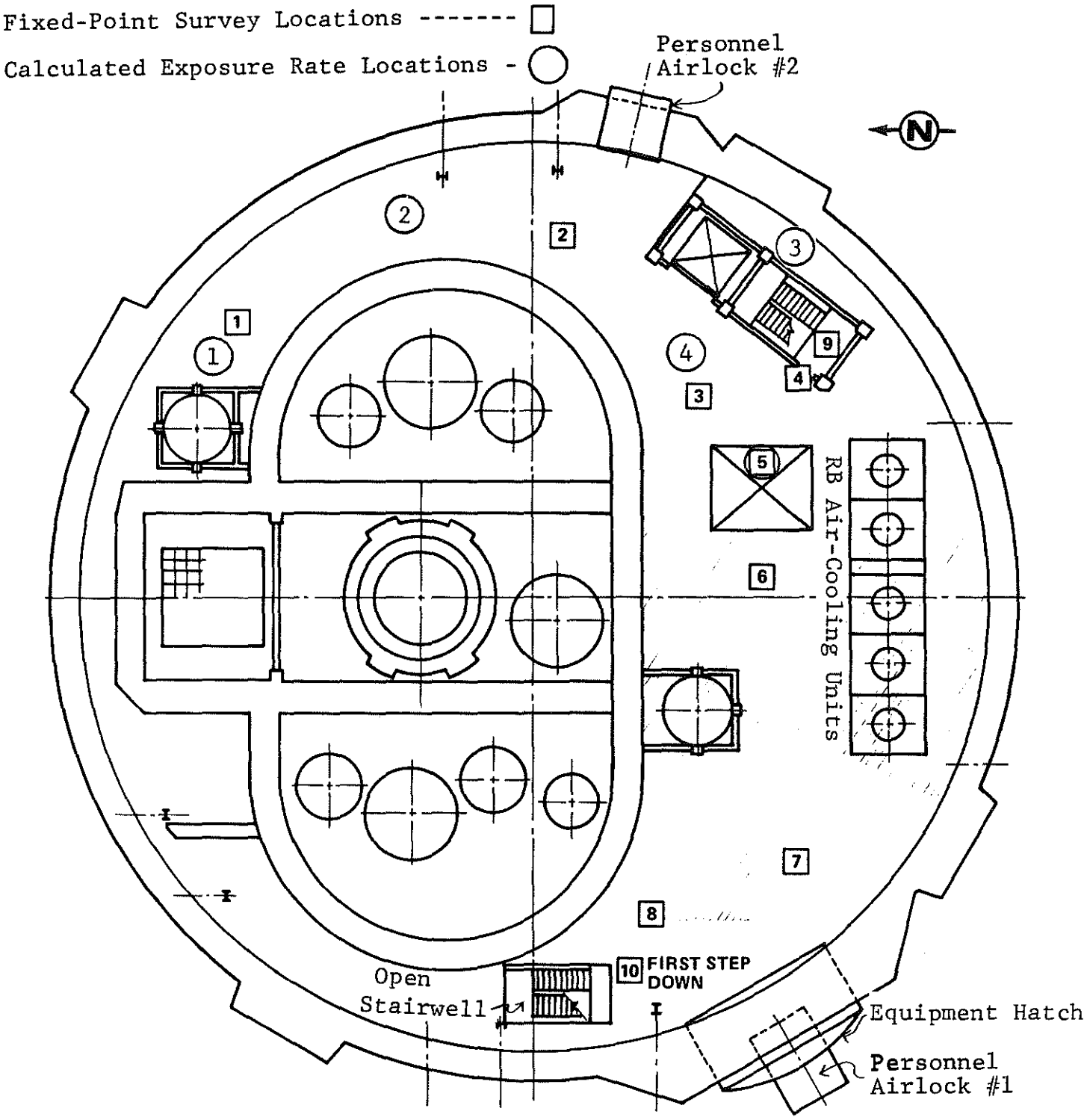


FIGURE 27. 282'6" Elevation Floor Showing TLD String Locations and Structures

FIGURE 28. Fixed-Point Survey Locations and Calculated Exposure Rate Locations



305 Ft. Elevation Floor Plan

FIGURE 29. TLD Gamma Exposure Rate Profiles for 282'6" Elevation Locations

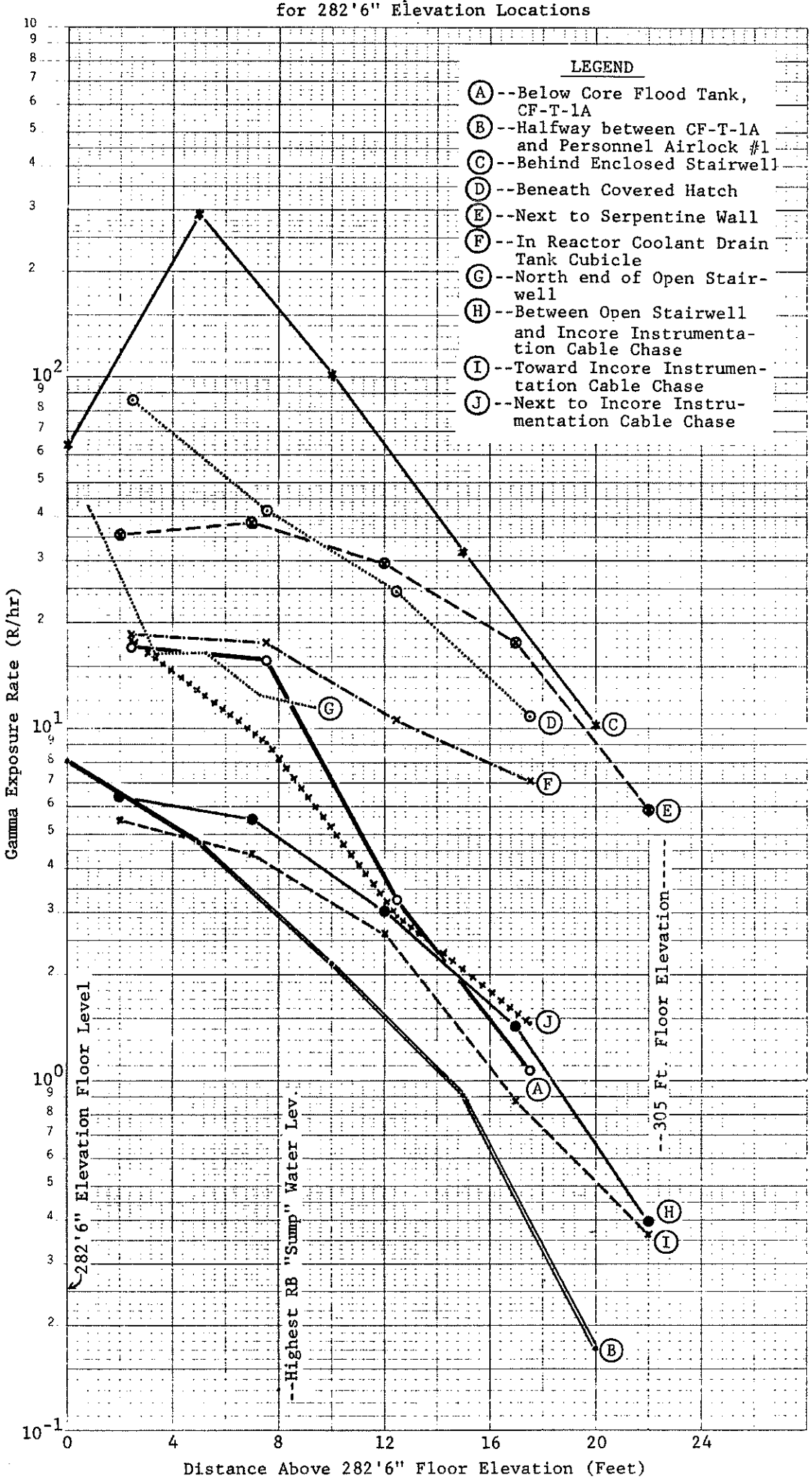


FIGURE 30 - Enlarged View of 282' Elevation Area used for Wall Contamination Analysis - Points E and E'

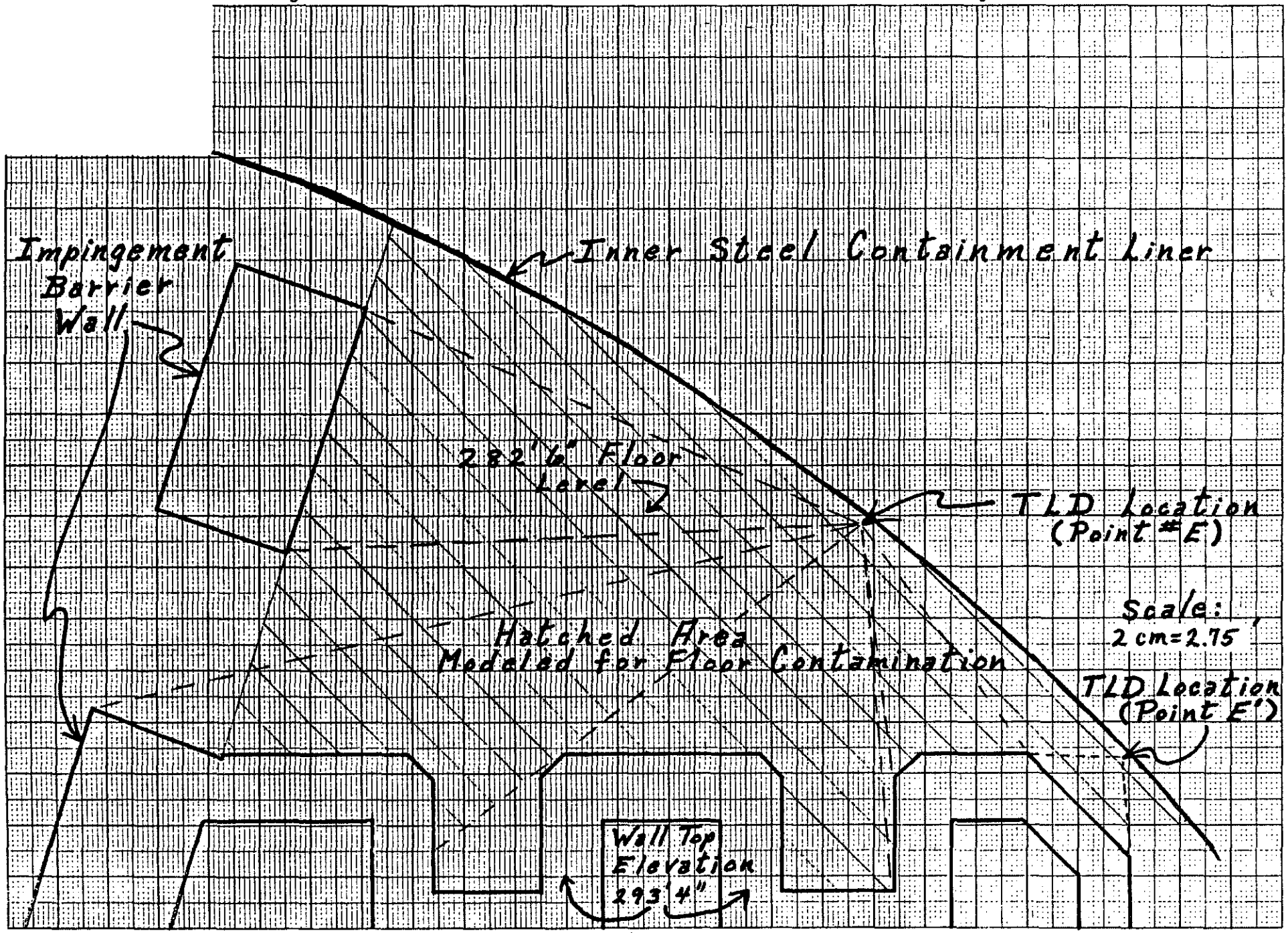


FIGURE 31. TLD EXPOSURE RATE PROFILE FOR LOCATION E'

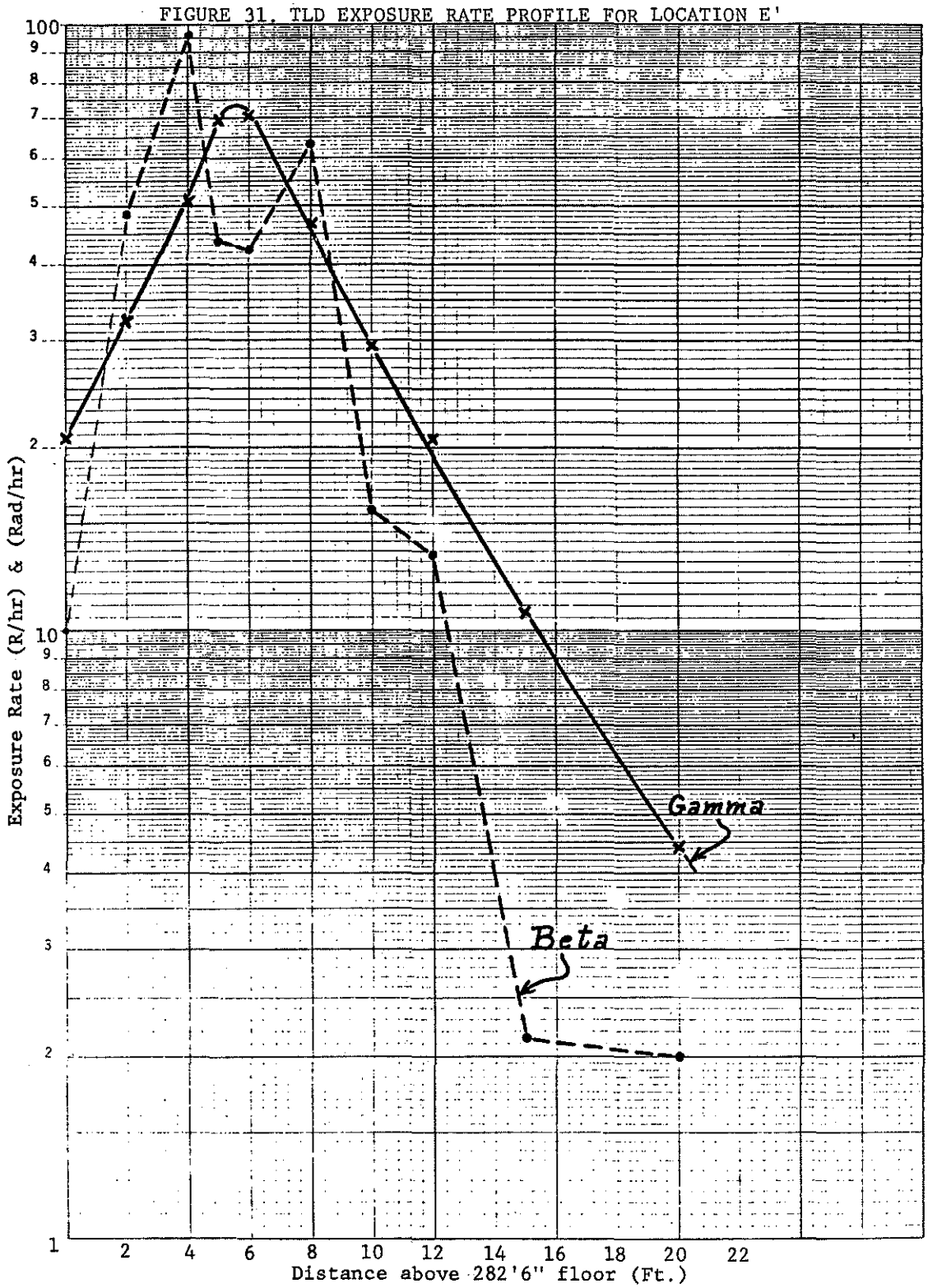
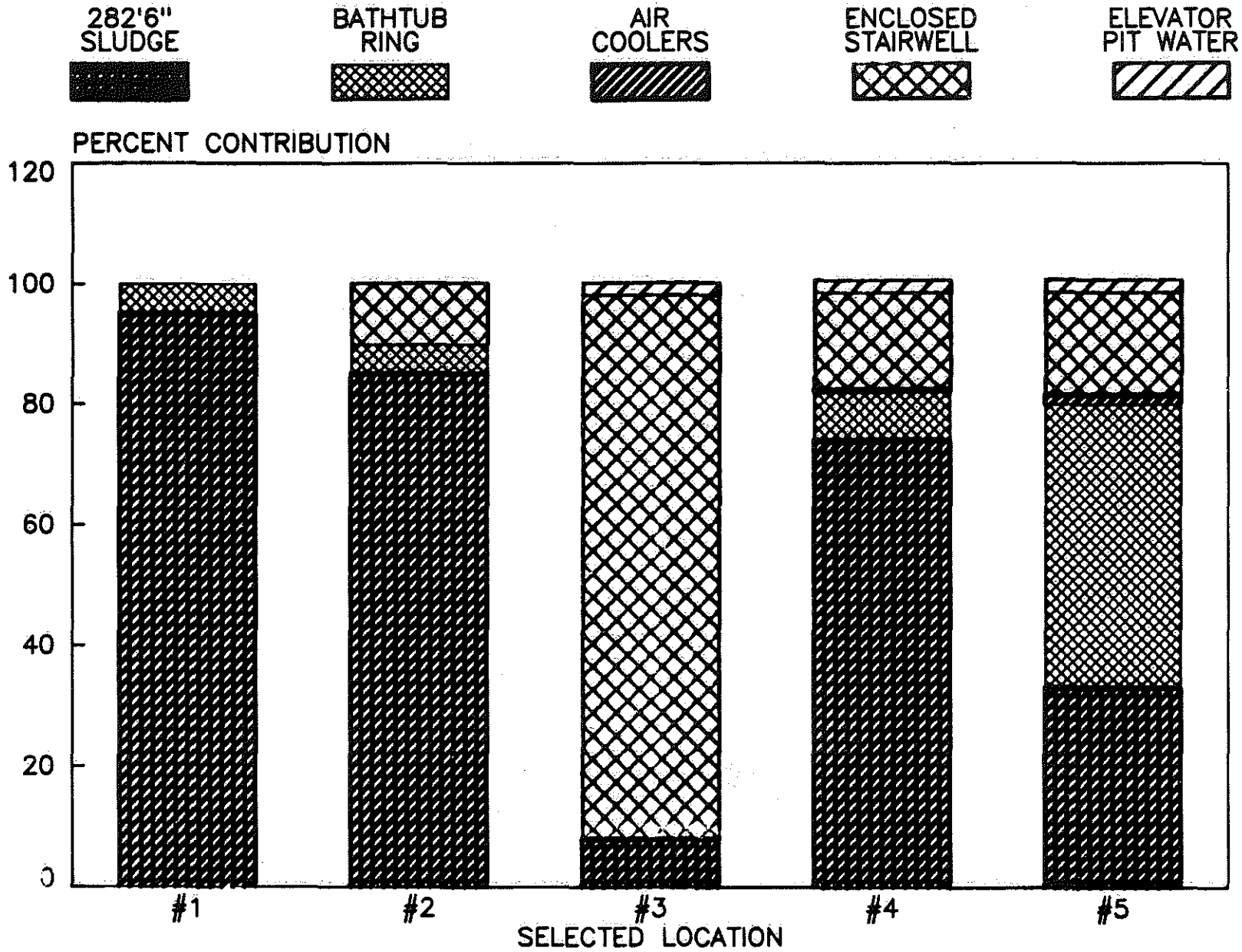


FIGURE 32.

INDIVIDUAL DOSE RATE CONTRIBUTIONS AT SELECTED LOCATIONS ON ELEVATION 305'



PREDICTED BY "ISOSHLD" CALCULATION

TMI: Still scary

The findings of a "quick look" television camera lowered into the damaged core of the Three Mile Island nuclear generating plant 60 miles north of Baltimore are enough to scare anybody out of his or her wits. Nuclear power scientists, and the reactor's owners (whom we would be wary of even if they told us tomorrow is Tuesday) say the TV look-see leads them to believe that no meltdown occurred — which is to say that the radioactive fuel did not eat its way through its container. Although they admit they can't be certain, the fact remains that the kind of catastrophe which is supposed to result from a meltdown — meaning death and vast envrironmental damage — didn't occur.

But that is hardly reassuring, particularly when the TV camera shows that the reactor core was reduced to "a bed of rubble" during the accident in 1979. The TV project "encouraged" the reactor owners, and they say they got no "surprises." Even so, the camera's evidence is not conclusive.

What is needed more than a study is a complete cleanup. The big problem is the cost — about $1 *billion* — and legislation to provide it is still bogged down in Congress.

The cliche is that nobody has ever been hurt or killed in a nuclear power accident in this country. But it is dangerous to pretend that nuclear power does not present an awesome hazard if the safeguards fail, as they did in 1979.

Heating nuclear materials to produce vast amounts of steam and electricity is, even after 30 years, something of an infant science. There simply isn't enough information extant about accidents, meltdowns and other unthinkables. To prevent future accidents, not to mention making Three Mile Island safe, a clean-up has got to be made. Even if it does cost $1 billion.

FIGURE 33. TMI: Still Scary

Meltdown At TMI... The Truth Is Being Hidden

On July 22 The Washington Post announced that it had a report from a TMI technician who had viewed the closed circuit television display of the inside of reactor number 2, and disclosed that the core of TMI Unit II had partially melted during the March 1979 accident--and that the core contained partially melted mass--and further that the clean up would be more difficult than had previously been thought.

On July 21 TMI officials inserted a special underwater camera into the top of the damaged reactor and for almost ninety minutes, looked at the damage in a small area inside the vessel. Washington Post newshawks questioned the fact that GPU refused to permit any news coverage...any observation of the TV monitors by non GPU personnel...to take place during the dramatic show. What did GPU really expect to see?...why would they forbid news people to observe?? **What did GPU have to hide?**

Well, an insider told the Washington newspaper that there **WAS a near meltdown**...clearly seen on the video screen, and later seen on the videotape replays of the underwater show. The technician described, in detail, to Post writers, the destruction of the fuel control rods...indicating that temperatures must have been much higher than those announced by GPU and the NRC during the time of the nuclear accident.

GPU has been quick to deny the Washington Post story...saying that the video exploration revealed "nothing we had not anticipated". (A usual response!)

Of course when one remembers that at one time during the accident a meltdown **WAS ANTICIPATED**, so obviously the statement is true!

GPU has announced that the Washington Post "misinterpreted" the information given them by their technician. They have also said that the technician didn't really have all the facts about the video display.

Why No Coverage??

It has to be asked! **Why did GPU refuse to permit on-the-scene** TV observation of the inside of the reactor? Why, with so much doubt already in the minds of the people...especially those living within the ten mile area of the destroyed power facility...does GPU insist on so much secret activity

Plenty To Hide

If there is nothing to hide...if the damage is minimal...if the reactor can truely be reclaimed, repaired and returned to service...there is no reason for the media...newspapers, television and radio...not to be on the scene...reporting the situation exactly as they see it.

We had television cameras bring us live news pictures from the worst of Vietnam. We have not been spared coverage of the human devastation that has taken place in the Middle East and in South America. **What then, is so terrible...so devastating...that the American People are not permitted an inside view of TMI 2?**

FIGURE 34. Meltdown at TMI....

Dow rebounds and climbs back to 1,200 mark

The Philadelphia Inquirer

TMI owners lose support of NRC staff

Memo cites unresolved questions

Files: Navy ignored nuclear risk

A sailor's health problems began soon after bomb tests

High court says no to Bucks home

S. Africa raids sites in Mozambique

Picture reunites runaway teen and parents

Weather & Index

FIGURE 35. Guilt by Association

Umweltkontamination als Schadensereignis

L.A. König
KfK Karlsruhe

Zusammenfassung:

In den meisten sogenannnten "konventionellen" Schadensfällen ist der Sachschaden in einfacher Weise quantifizierbar. Kontaminationen in der Umgebung sowohl durch radioaktive als auch durch nicht radioaktive Stoffe sind dagegen nicht in einer allgemein akzeptierten Weise monetär bewertet. In einem Kontaminationsfall sind als Möglichkeiten der Kostenverursachung zu betrachten: die Durchführung von Messungen, die Dekontamination kontaminierter Personen und Sachen, die Beseitigung kontaminierter Gegenstände und die Evakuierung kontaminierter Bereiche bis zur Freigabe nach Dekontamination.

Der wesentliche Unterschied von Umweltkontaminationen zu den meisten "konventionellen" Schäden besteht darin, daß Vorgabe bzw. Unterlassung der Vorgabe von Grenzwerten für zulässige Kontaminationen und die Höhe den Schadensumfang entscheidend bestimmen, so daß in einem Kontaminationsfall der Schadensumfang durch das Schadensereignis und gesetzliche Bestimmungen sowie behördliche Anordnungen bedingt. Dem vorhandenen großen Ermessungsspielraum entspricht eine erhebliche Bandbreite der Schadenshöhe. Die vorliegende Problematik wird an Beispielen erläutert und es wird eine Lösung auf der Basis der durch die Kontamination möglichen Kollektivdosis und der maximal möglichen Individualdosis vorgeschlagen.

Abstract:

In most of the so-called "conventional" damage occurrences the material damage is quantifiable in a convenient manner. By contrast, contaminations in the environment both by radioactive and by non-radioactive substances, cannot be evaluated in monetary terms in a generally accepted way. In a case of contamination possible factors causing costs which must be considered are: the performance of measurements, the decontamination of contaminated persons and objects, the removal of conatminated objects and the evacuation of contaminated areas until clearance after decontamination.

The major difference between environmental contaminations and the majority of "conventional" damage consists in the fact that the specification and lack of specification, respectively, of limit values for admissible contaminations determine decisively the scope of damage. This, in a case of contamination the extent of damage is conditioned by the damage occurrence and the legal regulations and directives issued by the competent authorities. A considerable bandwidth of the extent of damage corresponds to the large margin or discretion available. The problems under consideration are explained by examples and a solution proposed on the basis of the collective dose which might result from contamination and the maximum possible individual dose.

1 Einleitung

Bei den meisten sogenannten "konventionellen" Schadensfällen ist der Sachschaden in weiten Bereichen in einfacher Weise quantifizierbar. Er läßt sich z. B. durch Kosten für Instandsetzung und Nutzungsausfall ausdrücken. Bei Personenschäden sind die Behandlungskosten sowie gezahlte Abfindungen leicht zu erfassende Beträge. Bei genauerer Betrachtung erkennt man jedoch Spielräume beim Zustandekommen der Schadenskosten. Beim Vorliegen eines bekannten Schadens werden unterschiedliche Kosten anfallen, je nachdem welche Personen an der Behebung des Schadens bzw. der Festsetzung der Entschädigung beteiligt sind, d. h., inwieweit notwendige Arbeiten effektiv und kostengünstig erledigt und in welcher Weise die bestehenden Ermessensspielräume ausgenutzt werden.

Erhebliche Unsicherheit bezüglich der Schadenshöhe besteht bei Umweltkontaminationen. Dies gilt sowohl bei der Kontamination mit radioaktiven als auch mit nichtradioaktiven Stoffen. Dies ist nicht zuletzt auf die bisher - glücklicherweise - geringen Erfahrungen zurückzuführen.

2 Schadensdefinition

Die durch Umweltkontamination anfallenden Kosten lassen sich bezüglich Sachen in mindestens vier Klassen gruppieren: die Notwendigkeit von Messungen, der Dekontamination, der Beseitigung kontaminierter Gegenstände und der Evakuierung kontaminierter Bereiche bis zur Freigabe. Bei einer Kontamination von Personen sind als Schadensmöglichkeiten die Notwendigkeit von Messungen, Dekontamination sowie gegebenenfalls Behandlungsmaßnahmen zu betrachten. Die Problematik von Personenkontaminationen wird im folgenden ausgeklammert.

2.1 Notwendigkeit von Messungen

Die harmloseste Form von Folgekosten durch Umweltkontamination besteht in der Notwendigkeit zur Durchführung eines Meßprogramms. Außerhalb des Zaunes des Verursachers können hierbei erhebliche Kosten durch Messungen anfallen, auch wenn das Ergebnis der Messungen wäre, daß keine weiteren Maßnahmen zu ergreifen sind. Zwar liegt im letztgenannten Fall im strengen Sinn kein Schaden vor, doch wird jemand die anfallenden Kosten zu tragen haben.

Der Aufwand für Messungen hängt erheblich von der Anzahl der betroffenen Personen, von Größe und Nutzungsart des betroffenen Gebietes sowie von der zur Messung der Kontamination erforderlichen Technik ab. Weitere nicht zu unterschätzende Kostenfaktoren sind die von Behördenseite angeordnete Probenahmedichte sowie die vorgegebenen Grenzwerte für das Ergreifen von Maßnahmen. Relativ gering wird der Aufwand zur Überprüfung einer nicht genutzten Fläche sein, am höchsten sicher jener für die Ausmessung von Wohngebieten. Im letztgenannten Fall spielen Randbedingungen eine erhebliche Rolle, z. B., ob die Bevölkerung rechtzeitig gewarnt wurde, die Fenster zu schließen, lokale Turbulenzverhältnisse oder die Ausstattung der kontaminierten Räume. Jeder, der einmal einen Laborraum auf Kontamination überprüft hat, weiß, welcher Aufwand notwendig ist, um z. B. eine Wohnung auf Kontamination zu überprüfen.

Erheblichen Aufwand kann die Kontrolle landwirtschaftlicher Produkte erfordern. Hierbei darf nicht übersehen werden, daß der Nachweis chemisch toxischer Substanzen in Nahrungsmitteln erheblich aufwendiger sein kann als jener von Radionukliden.

2.2 Notwendigkeit zur Dekontamination

Sobald sich bei der Messung herausstellt, daß ein durch Verordnung oder Richtlinie vorgegebener Grenzwert überschritten ist, stellt sich das Problem der Dekontamination. Hierfür kommt ein weites Spektrum von Maßnahmen in Frage. Reinigungsmaßnahmen, die den gereinigten Gegenstand erhalten, verursachen Kosten für

Arbeitszeit,
Reinigungsgeräte bzw. -mittel,
Nutzungsausfall des Gegenstandes sowie
Abfallbeseitigung nach der Reinigung.

Bei der sachgerechten Beseitigung der hierbei anfallenden radioaktiven Abfälle entstehen Personal- und Sachmittelaufwand sowie Transport- und Endlagerkosten. Einen Hinweis auf zu erwartende Kosten geben nachfolgend zitierte, 1982 veröffentlichte amerikanische Zahlen /1/:

	Kosten in US $
Dekontamination von Ackerland pro ha	1 235
Dekontamination von Wohnungen, Geschäften und öffentlichem Eigentum pro Person	4 400
Wert des Eigentums pro Person	32 000

2.3 Notwendigkeit zur Beseitigung kontaminierter Gegenstände

Erweisen sich Dekontaminationsversuche an Gegenständen als aussichtslos - im schlimmeren Fall gehen kostenintensive erfolglose Bemühungen um eine Dekontamination voraus -, so bleibt nur die Beseitigung. Die Beseitigung kontaminierter Gegenstände ist insbesondere dann angezeigt, wenn sich herausstellt, daß die Kosten zur Dekontamination höher sind als jene für die Ersatzbeschaffung. Der Kostenfaktor "Abfallbeseitigung" kann nicht neben dem als selbstverständlich vorausgesetzten Schadensersatz vernachlässigt werden.

2.4 Notwendigkeit zur Evakuierung kontaminierter Bereiche bis zur Freigabe

Der Extremfall von Schadenskosten liegt bei der Notwendigkeit zur Evakuierung kontaminierter Bereiche wie Wohngebiete und Arbeitsstätten bis zur Dekontamination vor. Hier kommen zu den nach vorstehenden Schadensklassen anfallenden Kosten, die durch die Entschädigung für das Arbeiten unter erschwerten Bedingun-

gen (z. B. Arbeiten unter Schutzkleidung) erhöht sein können, noch die Folgekosten für Transport und Unterbringung der betroffenen Bevölkerung sowie eine Entschädigung für erlittene Unannehmlichkeiten und gegebenenfalls Lohnausfall hinzu.

3 Vorgabe von Grenzwerten

Vorstehende Überlegungen zeigen, welche große Bedeutung der Vorgabe von Grenzwerten zukommt. Es ist daher notwendig, sich sowohl mit der Zielsetzung als auch mit den wirtschaftlichen Konsequenzen zu befassen.

3.1 Zielvorgabe

Unumstritten ist das Ziel, Grenzwerte derart vorzugeben, daß eine Gefährdung von Personen ausgeschlossen werden kann. Um so mehr läßt sich über die Höhe der Grenzwerte streiten, die dieser Forderung genügen. Es wird niemand ernsthaft behaupten wollen, daß bei jeder Überschreitung der in der heutigen gültigen Strahlenschutzverordnung vorgegebenen Grenzwerte die Gesundheit von Personen gefährdet wird. Um so mehr erscheint es wünschenswert, das vorliegende Problem in Ruhe und ohne den Streß einer Störfallsituation zu durchdenken. Es ist unbefriedigend, die Beantwortung der gestellten Frage aufzuschieben, um im Ernstfall nach einer Antwort zu suchen. Insbesondere muß an psychologische Faktoren gedacht werden, die im Ernstfall das emotionslose Suchen nach einer vernünftigen Lösung unmöglich machen können. Auch muß auf die Problematik hingewiesen werden, die in der Tendenz besteht, bei einem kleinen Schadensfall eine Radikallösung anzustreben, d. h. Dekontaminationsmaßnahmen soweit zu treiben, daß keine Kontamination mehr unter noch so großem meßtechnischen Aufwand nachweisbar ist. Bei einem kleinen Schadensfall mag diese Radikallösung unter entsprechendem, wenn auch unangemessenem finanziellen Aufwand erreichbar sein, während bei einem größeren Schadensfall die Höhe der erforderlichen Mittel und unter Umständen auch die technische Durchführbarkeit zwingend gebieten, unnötige Maßnahmen zu unterlassen. Es läßt sich wohl kaum mit dem Argument des Schutzes von Personen begründen, wenn bei einem kleineren Zwischenfall ein höheres Schutzziel vorgegeben wird als bei einem größeren.

3.2 Wirtschaftliche Konsequenzen der Vorgabe von Grenzwerten

Bei vorgegebenen Schadstofffreisetzungen und meteorologischen Bedingungen besteht ein eindeutiger Zusammenhang zwischen der betroffenen Fläche und den vorgegebenen Grenzwerten. Die Abbn. 1 und 2 geben hierfür zwei Beispiele. Bei der Anwendung der beiden Abbildungen ist χ nach der Gleichung

$$\chi = \frac{C_F}{Q \cdot v_g} \qquad (1)$$

zu berechnen, wenn C_F die vorgegebene Konzentration, v_g die Ablagerungsgeschwindigkeit und Q die Aktivitätsableitung bedeuten. Da der Schaden in erster Näherung proportional zur betroffenen Fläche ist, ist die Schadenshöhe nicht nur durch die Schadstofffreisetzung sondern auch durch die vorgegebenen Grenzwerte bestimmt.

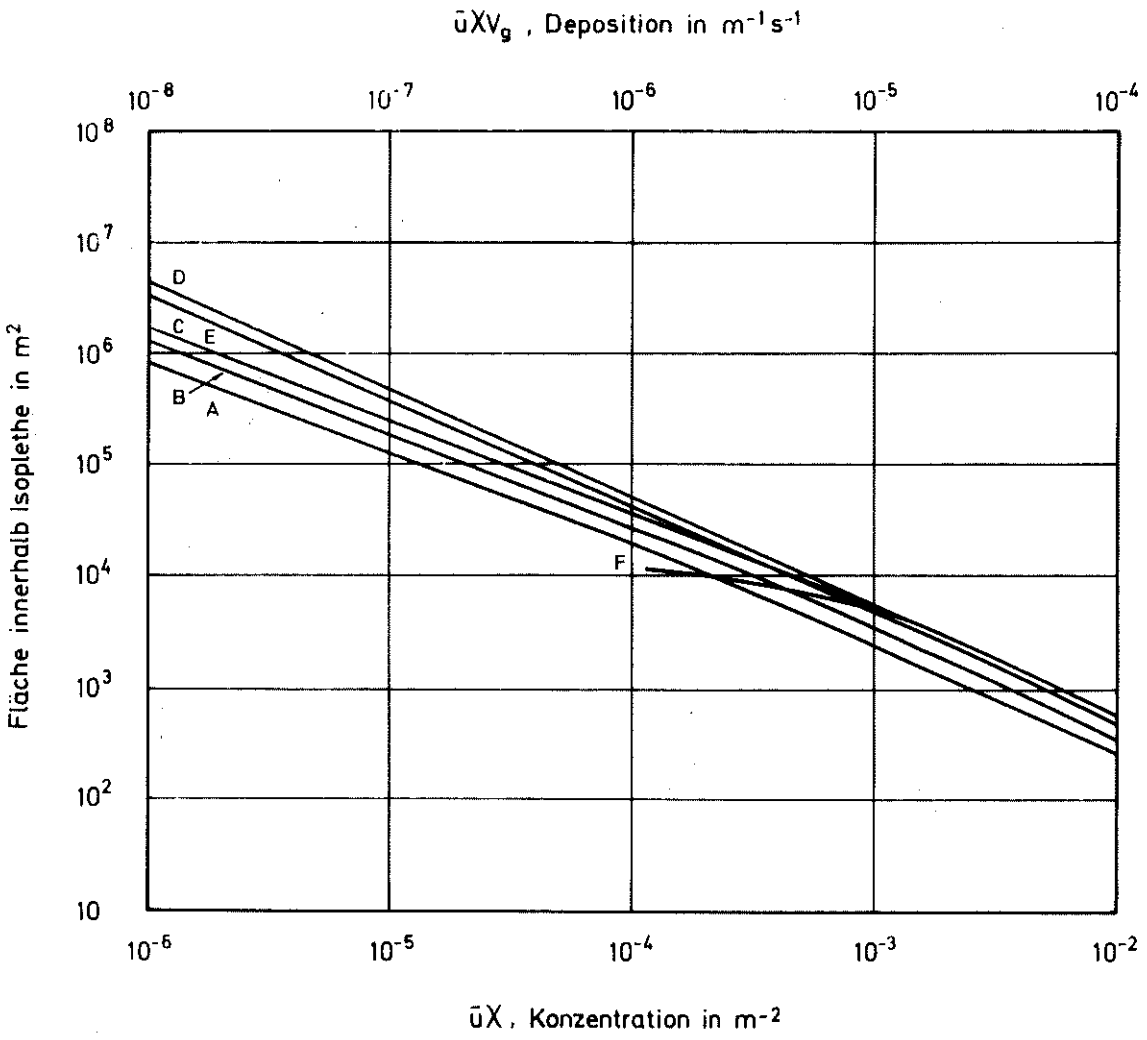


Abb. 1: Fläche innerhalb der Isoplethen der Konzentration und der Deposition für verschiedene meteorologische Stabilitätskategorien. Freisetzung am Boden, Depositionsgeschwindigkeit v_g = 0,01 m/s, $\bar{u}$ mittlere Windgeschwindigkeit, χ Ausbreitungsfaktor; A, B, C, D, E, F Ausbreitungskategorien nach Pasquill /2/

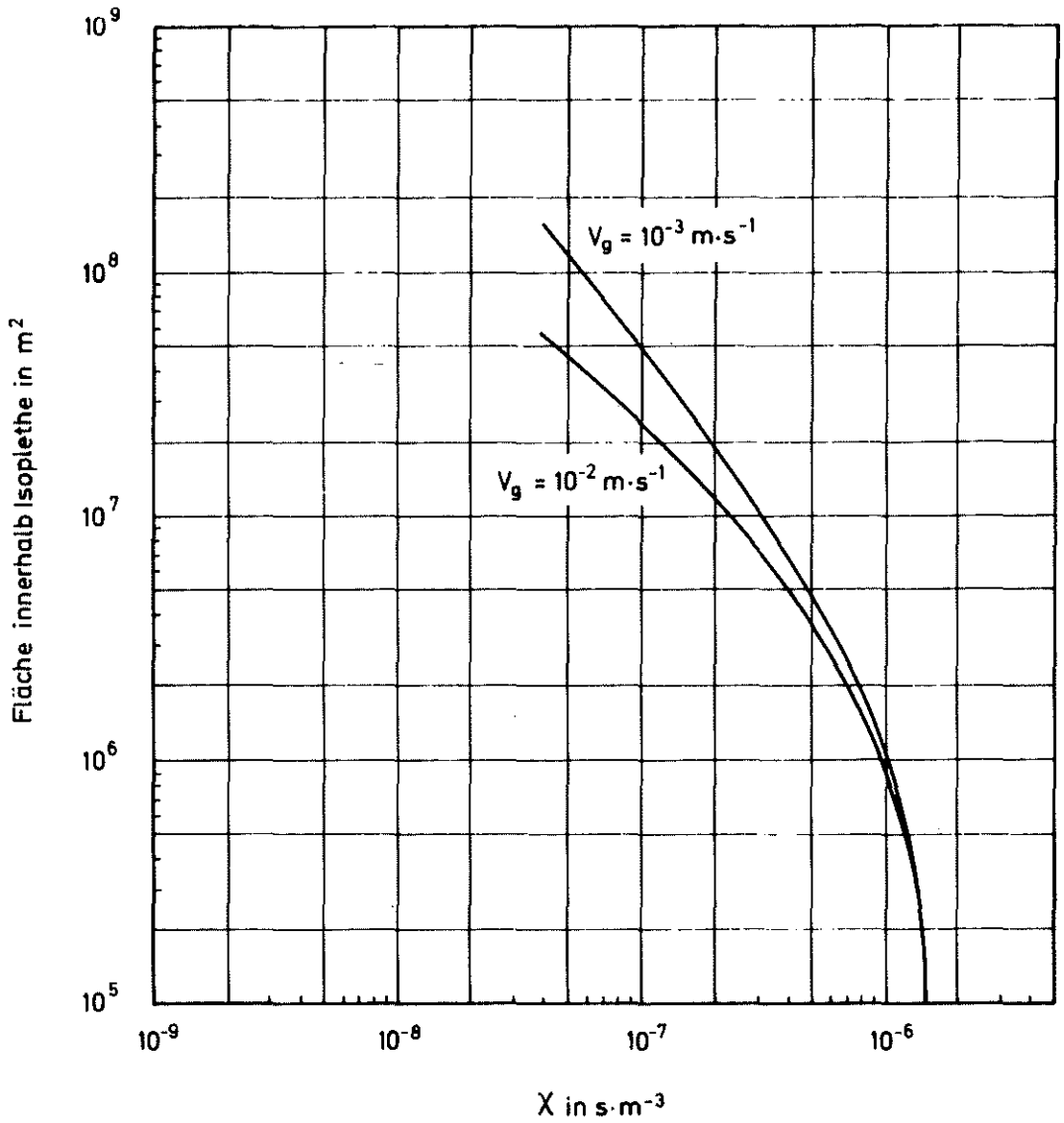


Abb. 2: Fläche innerhalb der Isoplethen für Diffusionskategorie D nach Pasquill /3/. Quellhöhe 100 m. $\bar{u}$ = 5,3 m/s.

Bei der Anwendung der Abbildungen ist zu beachten, daß nach Gl. (1) für die Deposition $C_F = (Q/\bar{u}) \cdot (\chi\ \bar{u}) \cdot v_g$ bzw. für die Konzentration in der Luft $C = (\dot{Q}/\bar{u}) \cdot (\chi\ \bar{u})$ - $\dot{Q}$ bezeichnet die Ableitungsrate - gilt. Üblicherweise wird (χu) als Funktion der Quelldistanz dargestellt.

Bedacht werden muß auch, daß bei der Vorgabe von Grenzwerten über die Wiederverwendbarkeit wertvoller Rohstoffe entschieden wird. Bei der gegenwärtigen Rechtslage gelangen viele Komponenten von in der Kerntechnik eingesetzten Apparaturen und Maschinen, deren Inventar an radioaktiven Stoffen bei einem Recycling belanglos wäre, in den radioaktiven Abfall, ein vielleicht bequemes, aber volkswirtschaftlich kaum vertretbares Vorgehen.

4 Beispiele aus der Praxis

Wie kostenintensiv sich fehlende Grenzwerte auswirken können, sei an zwei praxisnahen Musterbeispielen verdeutlicht.

4.1 Beispiel I:

Kontaminatonsfall

Aus einem Tankwagen zum Transport radioaktiver Abwässer versickern wenige Eimer Wasser im Boden. Beteiligte Radionuklide: Spaltprodukte, Gesamtaktivität $1 \cdot 10^7$ Bq, 1 m^3 Boden kontaminiert. Kontamination im Mittel $1 \cdot 10^7$ Bq/m^3 entsprechend etwa $4 \cdot 10^3$ Bq/kg Boden.

Reaktion

Abfüllen der Erde, in der Kontamination im Boden nachgewiesen werden kann, in Fässer für radioaktive Abfälle.

Kosten:

	Kosten in TDM	
	pro 200-l-Abfallfaß	für 5 Fässer
nach Gebührenkatalog	0,6	3
Endlagerkosten	2	10
Gesamtkosten:	2,6	13

Hierin sind Arbeitslöhne und Dekontaminationskosten für die verwendeten Geräte nicht berücksichtigt.

Nutzeffekt:

Keiner. Hätte man nach dem Musterzwischenfall nichts unternommen, wäre niemand gefährdet worden. Es wäre keine Strahlenbelastung von Personen berechenbar.

4.2 Beispiel II:

Kontaminationsfall

In einem Graben sind 1000 t Schlamm enthalten, dessen spezifische Aktivität um den Faktor 10 über dem durch Kernwaffenfallout bedingten Pegel liegt.

Mögliche Reaktion:

Verbringen des Schlamms auf eine Deponie.

Kosten:

Ausbaggern,
Zwischenlagern zum Trocknen und Auspressen eines Teiles des Restwassers,
Transport auf Deponie.

Nutzeffekt:

Keiner. Der Schlamm ist in dem Graben sicherer gelagert. Es ist kein realer Vorgang vorstellbar, der zu einer Strahlenbelastung von Personen führt, wenn der Schlamm im Graben verbleibt.

Würde man den Schlamm nach der Kostenrechnung des Beispiels I endbeseitigen, d. h. in Abfallfässern verpacken, so käme man in die Größenordnung 1000 Abfallfässer, entsprechend 2,6 Mio DM Gesamtkosten, die durch nichts zu rechtfertigen sind.

5 Schlußfolgerungen

Im Fall radioaktiver Kontamination bietet sich als einzig rationale Basis von Grenzwerten die Kosten-Nutzen-Analyse an. Von der Theorie her ist sie allen Strahlenschützern geläufig, wie viele Beiträge auf internationalen Tagungen zeigen. Außerdem ist sie in internationalen Empfehlungen verankert. In der alltäglichen Praxis wird sie aber nicht angewandt, weil aus dem "as low as reasonably achievable" ein "so gering wie (technisch!) möglich" geworden ist. Berechnet man die tatsächlichen Strahlenschutzaufwendungen zur Verhütung einer Kollektiv-Äquivalentdosis von 1 man-Sv, so stellt man rasch fest, daß die international als vernünftig anerkannten Werte im Bereich US $ 1 000 - 100 000 um Zehnerpotenzen überschritten werden /4 - 6/. Es ist aber ein Gebot der Vernunft, die begrenzten finanziellen Mittel so einzusetzen, daß die maximale Wirkung erzielt wird (s. z. B. /7/).

Es liegt nahe, Grenzwerte unter Berücksichtigung der Kollektivdosis und der maximal möglichen Individualdosis abzuleiten, wobei Kontaminationsgrenzwerte auch die insgesamt als Kontamination vorliegende Aktivität, die die Kollektiv-Äquivalentdosis nach oben limitiert, berücksichtigen müßten. Auch die Radiotoxizität der an einer Kontamination beteiligten Radionuklide sollte berück-

sichtigt werden könen. Die Realisierung dieses Vorschlags setzt allerdings voraus, daß in einer neuen Strahlenschutzverordnung die entsprechenden gesetzlichen Voraussetzungen geschaffen werden.

Die Forderung nach völliger Schadstofffreiheit der Umwelt ist unrealistisch, da diese auch ohne die Existenz von Menschen nicht frei von Schadstoffen ist. Es bleibt also nur der Ausweg, realistische Grenzwerte vorzugeben, die - ohne die Gesundheit von Menschen zu gefährden -wirtschaftlich und sozial vernünftig sind, und deren Einhaltung meßtechnisch nachprüfbar ist.

6 Literatur

/1/ D.C. Aldrich et al.: Technical Guidance for Siting Criteria Development, NUREG/CR 2239 SAND 81-1549 (1982)

/2/ C.E. Guthrie, J.P. Nichols: Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in U-233 and Pu-239 Fuel Fabrication and Radioisotope Processing Plants, ORNL 3441 (1964)

/3/ L.A. König, unveröffentlicht

/4/ Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 22 (1973)

/5/ Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 26 (1977)

/6/ B.L. Cohen: Health Physics 38, 33 (1980)

/7/ U. Tveten: Dose Criteria. A Sensitivity Analysis, IFE/KR/E-82/009 + V, NKA/REK-1(82)403 (Nov. 1982)

POSTERPRÄSENTATION UND -DISKUSSION

Vorsitzender: K. Goebel

Rapporteur: R. Maushart

Erfahrungen bei der Dekontamination von tritiumverarbeitenden Leuchtfarbenbetrieben

A. Etzweiler, Th. Lauffenburger, H. Schällibaum
Schweizerische Unfallversicherungsanstalt Luzern

Zusammenfassung:

In der Schweiz werden jährlich rund 350 Ci (13 TBq) Tritium je Leuchtfarbensetzerei verarbeitet. Dabei gelangt ein beachtlicher Teil HTO durch Radiolyse und Austauschvorgänge in die Raumluft, was trotz Absaugvorrichtungen zu beträchtlichen Kontaminationen führt. Die rund 150 strahlenexponierten Personen der 30 leuchtfarbenverarbeitenden Betriebe weisen vergleichbar hohe Strahlendosen wie die Beschäftigten in den Kernkraftwerken auf.

Die aus Urinmessungen zu erwartende mittlere Luftkonzentration von 1,6 - 1,9 µCi/m^3 (59 - 70 kBq/m^3) stimmt gut mit dem Durchschnitt der gemessenen Konzentrationen von 1,5 µCi/m^3 (56 kBq/m^3) überein. Die höchsten Oberflächenkontaminationen finden sich stets im unteren Teil der Räume, was auf eine Deposition durch Aerosole oder Lösungsmitteldämpfe hinweist. Die durchschnittlichen Bodenkontaminationen liegen bei 2600 µCi/m^2 (96,2 MBq/m^2).

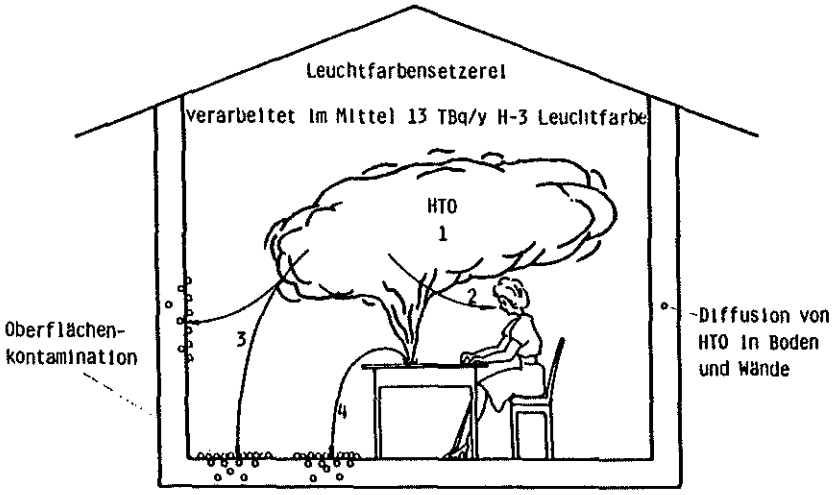
Bei einer Betriebsschließung oder Verlegung eines Setzateliers werden die Arbeitsräume gemäß den gesetzlichen Forderungen dekontaminiert. Auf Grund der Urin-, Luft- und Kontaminationswerte werden die zu treffenden Maßnahmen festgelegt. In der Regel müssen das Mobiliar und die Bodenbeläge entfernt werden. Kontaminierte Materialien werden je nach Aktivität konditioniert oder nach entsprechender Bilanzierung, Verbrennungsanlagen und Deponien zugeführt. Reinigungsarbeiten sind meist mehrmals zu wiederholen, was jeweils eine erneute Meßkampagne erfordert. Pro Waschvorgang lassen sich je nach Material und Oberfläche bis etwa 50 % der Aktivität beseitigen. Das nachhaltig aus porösen Oberflächen austretende HTO wird auch durch den natürlichen Luftwechsel eines Raumes abgebaut. Aus Luftmessungen eines ungeheizten und unbelüfteten Raumes wurde als obere Grenze eine Halbwertszeit von 140 Tagen berechnet. In wieder genutzten Räumen erhält man erwartungsgemäß kürzere Abklingzeiten. Die Abnahme auf 50 % wird hier schon nach 50- 70 Tagen erreicht. Anhand von Urinproben der in solchen Räumen beschäftigten Personen wird der Restgehalt und das Abklingen von HTO in der Raumluft noch einige Zeit verfolgt.

Die Meßtechnik und das Vorgehen bei den Dekontaminationen werden vorgestellt.

Seit 1966 haben 36 Leuchtfarbensetzereien in der Schweiz den Betrieb eingestellt. Die Räumlichkeiten sind meist stark kontaminiert und müssen zuerst saniert werden, bevor sie wieder genutzt werden können. Die Dekontaminationsarbeiten sind teuer und langwierig.

1 Ausgangssituation

(Leuchtfarbensetzerei noch in Betrieb)



Legende:		Mittelwerte (17 Leuchtfarben-setzereien)	Richtwerte für kontrollierte Zone
1	Raumluft	56 kBq/m³	370 kBq/m³
2	Inkorporation Jahresdosis	220 MBq/y 9,5 mSv/y	1100 MBq/y 50 mSv/y
3 + 4	Oberflächenkontamination	74 MBq/m²	0,4 MBq/m²

Trotz Raum- und Arbeitsplatzbelüftung werden jährlich pro Person 220 MBq Tritium inkorporiert (2). 1980 betrug die durchschnittlich akkumulierte Jahresdosis der 147 Beschäftigten in den Leuchtfarbensetzereien 9,5 mSv (bei den 640 Personen Eigenpersonal der Kernkraftwerke zum Beispiel nur 7 mSv).

Die Oberflächenkontaminationen werden verursacht durch Ablagerung von HTO aus der Luft (3) und durch Verschleppen von Leuchtfarbe (4). Das auf den Oberflächen abgelagerte Tritium diffundiert in das Material.

Tritium-Luftkonzentration / Oberflächenkontamination

	Belüftung	
	gut	schlecht
Anzahl erfasste Leuchtfarbensetzereien	9	8
Luftwechsel pro Stunde	5,1	1,8
Tritiumkonzentration der Raumluft	25 kBq/m^3	100 kBq/m^3
Oberflächenkontamination am Boden	20 MBq/m^2	100 MBq/m^2
Akkumulierte Jahresdosis pro verarbeitete Aktivität	2,5 mSv/TBq (9 mrem/Ci)	5 mSv/TBq (18 mrem/Ci)

- Hohe HTO Konzentration in der Raumluft = hohe Oberflächenkontamination
- Oberflächen werden mehrheitlich durch Ablagerung von HTO aus der Raumluft kontaminiert

Hohe HTO-Konzentrationen in der Raumluft stimmen mit hohen Oberflächenkontaminationen überein. Ein erhöhter stündlicher Luftwechsel ist entscheidend für bessere Verhältnisse. Somit werden Oberflächenkontaminationen hauptsächlich durch Ablagerung aus der Luft verursacht und nicht durch verschleppte Leuchtfarbe.

In den Nebenräumen ist die Tritium-Luftkonzentration meist auch erhöht. Dies erklärt, warum auch dort Oberflächenkontaminationen gefunden werden.

2 Einstellung der Arbeiten in Leuchtfarbensetzereien

1966 waren in der Schweiz 64 Leuchtfarbensetzereien in Betrieb, 1983 nur noch 28. Die Zahl der jährlichen Betriebsschliessungen ist ziemlich konstant.

2.1 Zielsetzung bei der Dekontamination

Leuchtfarbensetzereien sind mindestens bis auf die in der Schweizerischen Strahlenschutzverordnung festgelegten Richtwerte zu dekontaminieren:

Oberflächen:	37	kBq/m^2	(1 Richtwert)
Luft:	12	kBq/m^3	(1 Richtwert)

Bei Aufenthalt in den Räumen der ehemaligen Setzerei sollen folgende Werte nicht überschritten werden:

H-3 Inkorporation	≤	110	MBq/y
akkumulierte Dosis	≤	5	mSv/y

2.2 Vorgehen

1 Bestandesaufnahme: (Kontrollorgan SUVA)	- Kontaminationen erfassen (inkl. Nebenräume) - Sanierungsmassnahmen festlegen - Abfallbeseitigung regeln
2 Dekontamination: (Betrieb)	- Räumung - Reinigung, evtl. mechanisch entfernen
3 Schlusskontrolle: (Kontrollorgan SUVA)	- Evtl. weitere Massnahmen anordnen (z.B. H-3 Inkorporationsüberwachung von Benützern der dekontaminierten Räume) - Freigabeantrag an Bundesamt

2.3 Messmethoden

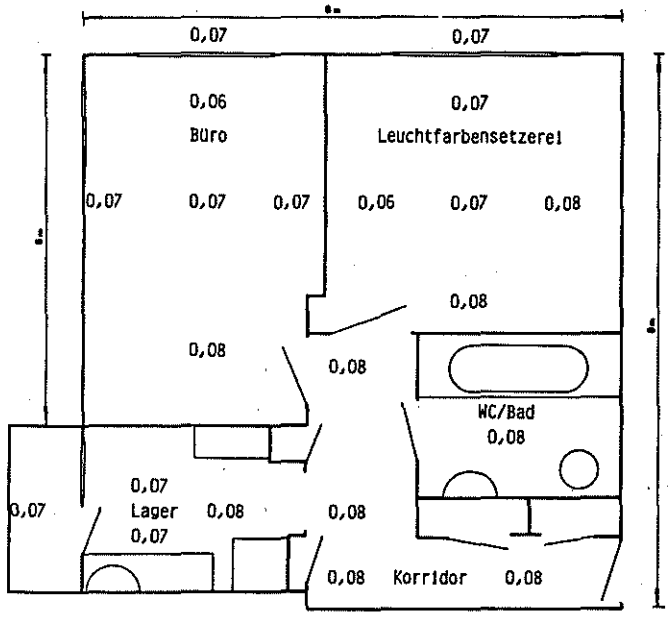
	Messung	Messgerät/Messort	Zweck
1	Dosisleistung	70 cm über Boden	Feststellen von evtl. Radiumkontaminationen
2	H-3 Konzentration der Luft	*Flaschenmethode	allg. Beurteilung der H-3 Kontamination
3	Materialprobe	Flüssig-szintillationszähler	Abfallbeseitigung
4	Oberflächenkontaminationen	Proportionalzählrohr	evtl. Radium-kontaminationen massive H-3 Kontamina-tionen (Bremsstrahlung)
		Wischtest/Flüssig-szintillationszähler	abwischbare H-3 Kontamination
5	Urin	Flüssig-szintillationszähler	Langzeitüberwachung

* Flaschenmethode nach Lit. 1 (Nachweisgrenze 0,037 kBq/m^3)

2.4 Messresultate

a) Dosisleistung in µSv/h, 0,7 m über Boden

Beispiel:



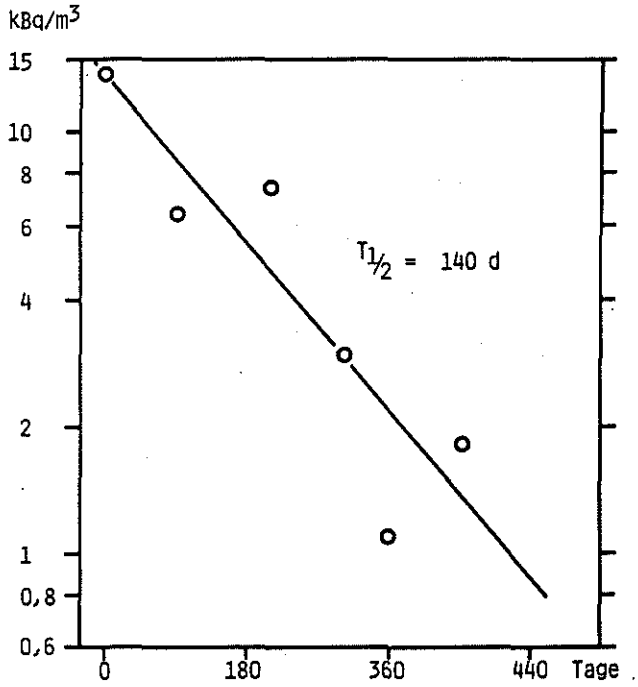
Da nie ganz ausgeschlossen werden kann, dass zu einem früheren Zeitpunkt Radium-Leuchtfarbe verarbeitet wurde, wird bei der Bestandesaufnahme der Raumpegel der Dosisleistung gemessen.

Es liegen keine Radiumkontaminationen vor.

b) Tritium-Konzentration der Raumluft

Beispiel:

Ehemalige Leuchtfarbensetzerei nach Betriebsschliessung. Räume nicht weiter benutzt.



Auch wenn kein Tritium mehr verarbeitet wird bleibt die Konzentration in der Raumluft erhöht. Das Tritium diffundiert wieder aus dem Material.

Für die spontane Abnahme der Tritium-Konzentration der Raumluft kann eine Halbwertszeit von 140 Tagen angenommen werden. In benutzten und belüfteten Räumen ist ein rascheres Abklingen zu beobachten.

c) Spezifische Aktivität von Materialproben

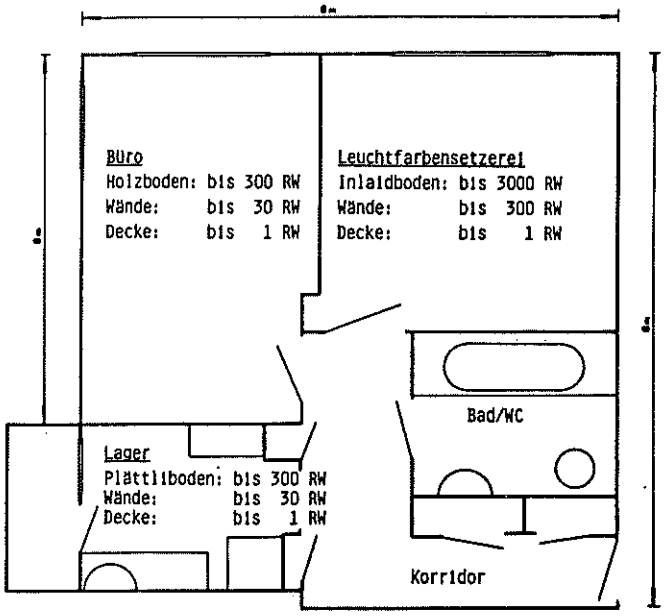
Die Messung von Materialproben dient zur Festlegung der Abfallbeseitigung.

Tritium dringt auch tiefer in das Material ein. Die spezifische Aktivität von Holz und Inlaid kann zwischen 0,7 und 2000 kBq/g liegen. Je nach Aktivität kommt die reguläre Beseitigung mit dem Hauskehricht, eine kontrollierte Verbrennung von nicht konditionierbarem Material oder die Entsorgung als radioaktiver Abfall (Leuchtfarbe, Zifferblätter, Setzutensilien) in Frage.

d) Oberflächenkontamination

Die Werte resultieren von Wischtests unter der Annahme, dass 10 % der Aktivität abwischbar ist.

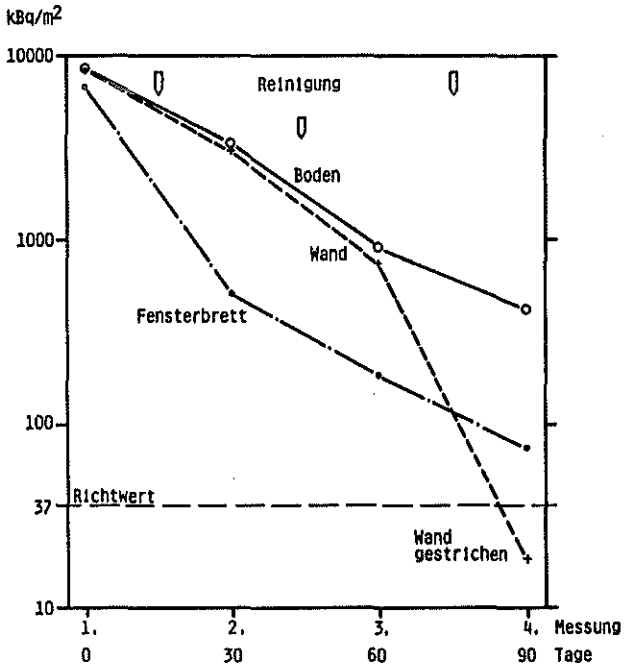
Beispiel: vor der Dekontamination



Die Räume müssen umfassend dekontaminiert werden. Wände und Böden sind mit viel Wasser zu reinigen, der Inlaidboden ist zu entfernen.

Allgemein finden sich die höchsten Oberflächenkontaminationen stets im unteren Teil der Räume, was auf eine Deposition durch Aerosole und Lösungsmitteldämpfe hinweist. Die durchschnittlichen Bodenkontaminationen liegen bei 75 MBq/m^2 (2000 RW).

Beispiel: während der Dekontamination

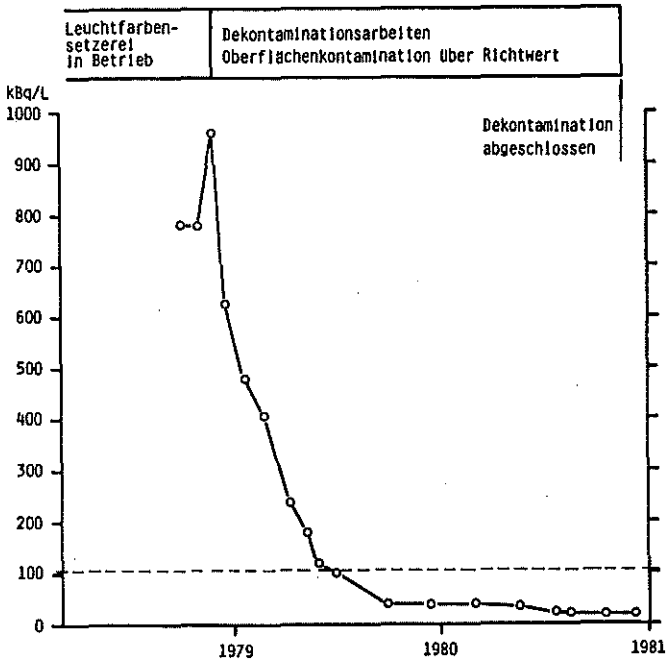


Pro Reinigungsvorgang lassen sich nur bis etwa 50 % der Aktivität entfernen, da Tritium auch tiefer in die Oberflächen eindringt. Meist sind mehrere Waschvorgänge in grösseren Zeitabständen (einige Wochen) erforderlich. Farbanstriche verzögern den Wiederaustritt von Tritium aus kontaminierten Oberflächen.

e) Tritium-Konzentration im Urin

Urinmessungen eignen sich dazu, Personen bei der Dekontamination auf Inkorporationen zu überwachen und den Erfolg der Sanierungsmassnahmen zu überprüfen. Anhand von Urinproben der in solchen Räumen beschäftigten Personen wird der Restgehalt und das Abklingen von HTO in der Raumluft noch einige Zeit verfolgt.

Beispiel:



Die Tritium-Dekontamination einer Leuchtfarbensetzerei dauert im allgemeinen länger als ein Jahr. Der Richtwert der Urinkonzentration wird dabei meist früher unterschritten als bei den Oberflächenkontaminationen. Kurz vor Einstellung der Arbeiten steigen die Urinwerte fast immer, da nicht mehr mit der gleichen Sorgfalt gearbeitet wird.

3 Zusammenfassung

Die Beschäftigten in Leuchtfarbensetzereien akkumulieren durch Inhalation von Tritium im Mittel eine Jahresdosis von 10 mSv.

Die Oberflächenkontaminationen entstehen mehrheitlich durch Ablagerung von HTO aus der Luft, zu einem geringeren Teil durch Verschleppen von Leuchtfarbe. Das Tritium dringt auch in tiefere Schichten ein.

Die Räume von Leuchtfarbensetzereien sind oft stark kontaminiert (bis 3000 Richtwerte). Eine Sanierung ist aufwendig und erfordert Zeit, weil das Tritium wieder aus Böden und Wänden herausdiffundiert.

LITERATURVERZEICHNIS

1 "Schweizerische Verordnung über den Strahlenschutz" SSVO 1976

2 "Die Verteilung der Personendosen des beruflich strahlenexponierten Personals in den Industriebetrieben und in den Kernanlagen der Schweiz für das Jahr 1980" Mitteilungen der Sektion Physik, Nr. 13 Schweizerische Unfallversicherungsanstalt, 1981

3 A. Auf der Maur, Th. Lauffenburger "A simple method for collection of HTO from air" Radiation Protection, Proceedings of the 5th Congress IRPA, Volume 2, p. 877 - 880 Pergamon Press 1980

Empfindlichkeit von Kontaminationsmeßgeräten für praktisch vorkommende Kontaminationen am Jülicher Isochronzyklotron - Problematik der Grenzwertfestlegung für Routinebetrieb

I. Uray[+] und H.J. Probst
Institut für Kernphysik, KFA Jülich

[+] Institute of Nuclear Research
of the Hungarian Academy of Sciences,
Debrecen, Ungarn

Zusammenfassung:

Es ist relativ einfach, an Kontaminationsmeßgeräten für bestimmte radioaktive Nuklide Werte festzulegen, die den in der StrlSchV genannten Grenzwerten für Kontaminationen in den verschiedenen Strahlenschutzbereichen und dem Nichtstrahlenschutzbereich entsprechen. Für den praktischen Betrieb aber, in dem wie am Jülicher Isochronzyklotron im allgemeinen sowohl die vorhandenen Nuklide als auch das Mischungsverhältnis der Nuklide in den Kontaminationen unbekannt sind, stellt sich sofort die Frage, welche Werte an den Kontaminationsmeßgeräten in dieser Situation festgelegt werden müssen.

Zur Klärung des Sachverhalts wurden deshalb für praktisch vorkommende Kontaminationen (Wischproben aus dem Zyklotronbunker und anderen Plätzen, an denen Kontaminationen abgewischt werden konnten), für einige Einzelnuklide und Nuklidgemische die Empfindlichkeit verschiedener Kontaminationsmeßgeräte bestimmt. Soweit die Aktivität der Probem wie insbesondere bei den Wischproben nicht bekannt war, wurde sie mittels Ge(Li)- und Si(Li)-Halbleiterzähler bestimmt.

Das Ergebnis ist in doppelter Hinsicht von Bedeutung:

1) Die Empfindlichkeit der Kontaminationsmeßgeräte variert für die verschiedenen Proben um mehr als zwei Größenordnungen. Dieses Ergebnis ist unabhänig vom jeweiligen Gerätetyp. (Auch für die untersuchten Wischproben liegt die Empfindlichkeit um weit mehr als eine Größenordnung auseinander.)

2) Für den weitaus größten Teil der untersuchten Proben beträgt die Zählrate, die dem Grenzwert für erforderliche Schutzmaßnahmen im Nichtstrahlenschutzbereich entspricht, nur ein Bruchteil der Nulleffekt-Zählrate der Meßgeräte.

Es scheint notwendig, daß in dieser Situation die zuständige Behörde entsprechend § 33 StrlSchV Ausnahmen von der formalen Erfüllung der Kontaminationsvorschrift zuläßt, da die Voraussetzungen - unverhältnismäßig hoher Aufwand für die formale Erfüllung und keine Beeinträchtigung des Strahlenschutzes im Falle einer Ausnahmegenehmigung - erfüllt scheinen.

Abstract:

It is relatively simple to assign values to contamination measuring devices for definite radioactive nuclides which correspond to the thresholds named in the StrlSchV and are valid for contamination limits in the diverse radiation protection areas as well as in the non-radiation protection area. For the practical work, however, (like that at the isochronous cyclotron in Jülich) in general not only the existing nuclides but also the composition ration of the nuclides in the contaminations are unknown. In such cases the question arises immediately, which values have to be assigned on the contamination measuring devices.

In order to clarify the matter, the detection efficiencies of some devices were determined for actual contaminations (wipe samples from the cyclotron vault and from other places), for some single nuclides, as well as for nuclide mixtures. When the activities of the samples were not known, especially in the case of the wipe samples, they were determined using Ge(Li)- and Si(Li)-detectors.

The results are important from two points of view:

1) The efficiencies of the contamination measuring devices differ from each other for the various samples by more than two orders of magnitude. This result is independent of the type of the device. (The efficiency for the wipe samples alone differs by more than one order of magnitude.)

2) For a greater part of the investigated samples the count-rate, corresponding to the limit of the non-radiation protection area, constitutes only a fraction of the background count-rate of the measuring devices.

In this situation it seems necessary that in accordance with the StrlSchV the competent authority allows exceptions from the formal fulfilment of the contamination requirements. This is possible because the conditions - unproportionately high effort for the formal realisation and no influence on the radiation protection in case of grant of exception - seem to be satisfied.

1. Einleitung

Viel weniger als bei der Messung der Dosis oder Dosisleistung kann im Routinebetrieb bei der Bestimmung einer radioaktiven Kontamination aus dem Meßwert der üblicherweise benutzten Kontaminationsmeßgeräte auf den Wert der zu messenden Größe geschlossen werden. Nur in einfach gelagerten Fällen, in denen das Mischungsverhältnis der die Kontamination bildenden radioaktiven Nuklide und die Empfindlichkeit+) des Meßgerätes für diese Nuklide bekannt ist, kann dem Meßwert eine Aktivität und somit ein Kontaminationsmittelwert zugeordnet werden.

Am Jülicher Isochronzyklotron sind aber im allgemeinen weder die radioaktiven Nuklide einer Kontamination noch ihr Mischungsverhältnis noch die Empfindlichkeit des Meßgerätes für diese Nuklide bekannt, d.h. aus dem Anzeigewert der üblicherweise benutzten Kontaminationsmeßgeräte kann nicht auf die Aktivität der Kontamination geschlossen und somit der Wert der Kontamination nicht bestimmt werden. Von großer Bedeutung ist dieser Sachverhalt für die formale Einhaltung der in der StrlSchV genannten Kontaminationsgrenzwerte und bei Haut- bzw. Handkontaminationen. Ähnlich wird die Situation an vielen anderen Beschleunigern sein.

Um genauere als nur qualitative Aussagen machen zu können, mußten deshalb Kontaminationen quantitativ untersucht und die Empfindlichkeit für verschiedene Kontaminationsmeßgeräte bestimmt werden. Dabei ging es uns insbesondere um die Beantwortung der Fragen, welche Nuklide vor allem in den Kontaminationen vorhanden sind, ob sich die Mischungsverhältnisse der einzelnen Nuklide stark ändern, welche Empfindlichkeitsunterschiede

*) Unter "Empfindlichkeit" ist hier und im folgenden der Quotient aus der Zählrate des Meßgerätes und der Aktivität der Kontamination bzw. radioaktiven Quelle zu verstehen. Sie sollte nicht verwechselt werden mit dem in DIN 1319 Teil 2 bezeichneten allgemeineren Begriff der Empfindlichkeit, die als Quotient aus der Änderung der Meßgeräteanzeige und der Änderung der Meßgröße definiert ist. Das in DIN 44801 definierte Sondenansprechvermögen, wenn es auch auf nicht punktförmige Präparate angewendet werden darf, entspricht dagegen weitgehend der oben definierten Empfindlichkeit. Jedoch wird hier als Einheit Ips/Bq (Impulse pro Sekunde/Becquerel) gewählt.

für die einzelnen Kontaminationsmeßgeräte und für die verschiedenen Kontaminationen existieren, welchen Einfluß dünne Abdeckungen über Kontaminationen auf die Empfindlichkeit der Meßgeräte haben.

2. Probenahme und Aktivität der untersuchten Wischproben

Weil die Untersuchung insbesondere durch starke Praxisbezogenheit geprägt sein sollte, um die gewonnenen Ergebnisse auch in der Praxis verwerten zu können, interessierten uns vor allem Kontaminationen, die beim "alltäglichen" Umgang entstehen können. Dieses Ziel glaubten wir am besten dadurch zu erreichen, daß wir Wischproben von vielen Stellen im Beschleunigerraum, an und im Zyklotron, an einzelnen Zyklotronkomponenten und im Aktivlabor untersuchten. Insgesamt wurden 19 Wischproben hergestellt. Für die Probenahme wurden Filterpapiere von 90 mm Durchmesser in Alkohol getränkt und mit ihnen, wenn eine genügend große Fläche zur Verfügung stand, über eine etwa 0,25 m^2 große Fläche gewischt. Nachdem die Papiere wieder getrocknet waren, wurden sie zur besseren Fixierung der Kontamination dünn mit Lack übersprüht. Nach Bestimmung der Zählrate mit verschiedenen Kontaminationsmeßgeräten bzw. verschiedenen Meßanordnungen wurde die Aktivität der einzelnen Wischproben über ihren radioaktiven Zerfall unter Benutzung von konventionellen Ge(Li)- und Si(Li)-Halbleiterdetektoren ermittelt. Viele Spektren enthielten weit mehr als 100 γ- und Röntgenlinien, die zum großen Teil zu Multipletts zusammengefügt waren. Die Analyse des größten Teils der Spektren wurde wegen dieser Komplexität mit einem VAX 11/780-Computer vorgenommen. Dabei wurde eine modifizierte Version eines Auswerteprogramms, das in Ref. 1) beschrieben ist, benutzt. Weitere Einzelheiten über die Auswertung sind aus Ref. 2) ersichtlich. Das Ergebnis der Analyse ist in Tabelle 1 zusammengestellt. Zum besseren Verständnis ist neben der Gesamtaktivität, des prozentualen Nuklidanteils und der jeweiligen Halbwertszeit des Nuklids auch der Ort der Probenahme genannt.

Aus der Tabelle 1 ist deutlich ersichtlich, daß die Nuklidzusammensetzung der verschiedenen Wischproben und damit die Zusammensetzung der Kontamination am Ort der Probenahme stark variiert. In diesem Zusammen-

Tabelle 1
Aktivität der Wischproben

Nr. der Wischprobe	Ort der Probenahme	Aktivität der Wischprobe in KBq (nCi)	Nuklid →	Be-7	Na-22	Mn-54	Co-56	Co-57	Co-58	Co-60	Zn-65	As-74	Se-75	Ag-105	Yb-169	Lu-172	Lu-173	Hf-172	Hf-175	Hf-181	Ta-178	Ta-179	Ta-182	Ta-183	W-178	W-181	Re-182	Re-183	Re-184,184m	Os-185
			$T_{1/2}$ [Tage] →	53	949	312	78,8	271	70,8	1935	244	17,8	120	413	32	6,7	500	683	70	42,4	0,0064	665	114	5	22	121	2,7	71	38	169	94
			Zerfallsart →	ε	β^+	ε	ε,β^+	ε	ε,β^+	β^-	ε,β^+	ε,β^+,β^-	ε	ε,(β^+)	ε,e^-	ε	ε,e^-	ε	ε	β^-	ε,β^+	ε	β^-	β^-	ε	ε,e^-	ε	ε	ε	ε,e^-	ε
				Prozentualer Nuklidanteil an der Gesamtaktivität																											
1	Septum eines älteren elektrost. Deflektors	45,8(1230)		-	0,2	-	-	0,2	-	0,01	-	-	-	-	-	0,8	2,1	0,8	0,04	-	-	61,9	0,3	-	-	10,7	-	4,0	14,7	4,2	-
2	Antiseptum von Nr. 1	6,06(164)		-	0,7	8,7	-	3,6	-	2,1	0,6	-	-	-	-	1,4	3,3	1,4	0,05	-	-	55,8	0,3	-	-	6,2	-	2,9	10,4	2,4	-
3	Arbeitsfläche von Blei-Arbeitstisch	19,1(516)		38,8	0,6	2,8	0,07	0,4	-	0,02	0,2	-	0,4	-	-	0,3	0,8	0,3	0,3	-	-	52,3	0,9	-	-	1,2	-	0,1	0,6	0,1	-
4	Fußboden unter Bestrahlungskammer 1	0,51(14)		-	6,9	4,0	-	-	-	-	-	23,0	66,1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
5	Fußboden vor Zyklotron (Deflektor)	0,032(0,9)		29,2	2,5	2,0	-	3,9	-	-	37,2	-	4,7	-	-	-	-	-	2,4	-	-	-	16,1	-	-	-	-	-	2,1	-	-
6	ausgebauter älterer kompensierter Kanal	6,22(168)		61,1	9,4	0,6	-	0,06	-	-	27,2	-	-	-	-	0,3	0,5	0,3	-	-	-	-	0,6	-	-	-	-	-	-	-	-
7	Septum eines alten elektrostat. Deflektors	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
8	Außenfläche der Abschirmung d. Bleitisches	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
9	Versorgungsrohr des Bestrahlungstargets	6,40(173)		1,5	0,1	3,4	0,3	3,9	3,1	0,6	75,2	-	-	-	-	-	-	-	0,5	-	1,6	1,6	0,3	0,5	1,6	1,3	-	2,6	1,2	0,7	-
10	Fußboden unter Targetschleuse von Nr. 9	66,8(1800)		0,08	0,07	-	0,03	-	0,08	0,07	0,2	-	-	-	-	-	-	-	0,9	-	7,2	2,3	2,4	0,8	7,2	10,5	1,7	41,5	23,1	1,0	1,0
11	Untergestell von Emittanzmeßanlage	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
12	Deckblech eines Deflektors (kurz nach Bestrahlung)	57,8(1560)		3,0	0,2	1,1	0,2	0,5	0,4	0,2	1,3	-	-	-	-	-	-	-	0,4	-	1,5	10,4	12,5	0,4	1,5	18,4	2,0	28,8	13,9	3,0	0,3
13	Innenfläche von Nr. 12	94,8(2560)		2,6	0,2	1,2	0,3	0,8	0,6	0,1	1,1	-	-	-	-	-	-	-	2,7	0,07	8,5	5,0	3,5	2,3	8,5	4,0	9,2	31,5	16,0	1,4	0,3
14	Flanschinnenseite des Deflektors von Nr. 12	0,73(20)		3,1	0,3	5,9	0,5	4,7	1,0	0,8	3,1	-	-	-	-	-	-	-	1,5	-	17,3	-	5,1	1,1	17,3	-	4,5	18,2	12,5	2,7	0,3
15	Vakuumkammer des Zyklotrons (SW-Talfeld)	2,73(74)		27,3	4,1	7,6	0,3	3,6	1,5	0,6	19,1	-	-	0,6	-	0,2	0,9	0,2	0,3	-	1,7	4,4	2,9	0,5	1,7	7,8	0,6	5,9	6,4	1,7	0,02
16	wie Nr. 15, näher zum Bestrahlungstarget	0,35(9,4)		15,0	1,2	3,4	0,1	1,2	1,6	1,3	42,9	-	-	1,2	-	1,4	-	1,4	0,6	-	-	6,3	8,1	1,3	-	3,2	1,5	3,7	4,5	-	-
17	Kupferleiste des Außenleiters des Nord-Dee's	1,21(33)		1,3	0,3	0,7	0,5	0,9	0,4	0,5	4,1	-	-	0,3	-	0,3	1,3	0,3	1,3	-	4,0	6,4	10,0	1,3	4,0	8,8	1,3	28,0	20,5	3,1	0,4
18	Kupferleiste des Außenleiters des SW-Dee's	5,22(141)		14,0	2,3	1,2	0,1	0,7	0,9	0,2	11,6	-	-	3,3	-	0,4	1,2	0,4	0,2	-	-	52,7	2,3	0,2	-	0,9	-	2,7	4,1	0,7	-
19	Chemieraum, fahrbare Strahlenschutz-Brustwehr	11,0(298)		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	100	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

hang überrascht wahrscheinlich die Nuklidreinheit der Wischprobe 19. Dies ist leicht dadurch zu erklären, daß das radioaktive Material, das die Grundlage für die Kontamination bildet, nicht im Beschleuniger sondern im Reaktor durch Bestrahlung von angereichertem Yb-168 mit thermischen Neutronen erzeugt wurde. Wir haben diese Wischprobe bei unserer Untersuchung trotzdem berücksichtigt, da sie erstens aus dem zum Beschleunigerbereich gehörenden Aktivlabor stammt, zweitens weil Yb-169 von seiner Zerfallsart her als Beschleunigernuklid anzusehen ist, und drittens, weil für dieses Nuklid, wie aus Tab. 2 ersichtlich, alle Meßgeräte die höchste Empfindlichkeit haben.

Die Aktivität der Wischproben, soweit sie durch Nuklide gebildet wird, die durch Emission von γ-Strahlung zerfallen, hat einen Fehler von etwa 10 %. Neben diesen γ-strahlenden Nukliden zerfallen aber viele Nuklide ohne Emission von γ- oder β-Strahlung; sie zerfallen ausschließlich durch Elektroneneinfang und nachfolgender Emission charakteristischer Röntgenstrahlung. Zu diesen Nukliden gehören u.a. W-178, W-181, Ta-179, Fe-55. Da die γ-strahlenden Nuklide, die zum größten Teil ja auch durch Elektroneneinfang zerfallen, die gleiche oder sehr ähnliche Röntgenstrahlung emittieren, ist der Fehler für die Aktivität der nicht γ-strahlenden Nuklide größer. Eine Abschätzung ergibt etwa 30 % (in Sonderfällen auch höhere Fehler), so daß der Fehler der Gesamtaktivität einer Wischprobe im allgemeinen bei etwa 20-30 % liegt. Wie ersichtlich, ist Fe-55 in Tabelle 1 nicht aufgeführt; sein Anteil ist offenbar so gering, daß es wegen der für den Nachweis ungünstigen Zerfallseigenschaften nicht sicher genug bestimmt werden konnte.

3. Empfindlichkeit der Kontaminationsmeßgeräte

a) Detektoren mit Alkane-Füllung

Es wurde schon kurz erwähnt, daß vor der Aktivitätsbestimmung festgestellt wurde, welche Zählrate die Wischproben an den verschiedenen Kontaminationsmeßgeräten erzeugten. Wie Tabelle 2 zeigt, wurde bei Geräten mit mehreren Detektoren die Empfindlichkeit für jeden einzelnen Detektor bestimmt. Dabei wurden solche Geräteeinstellungen benutzt, die im Routi-

Tabelle 2

Empfindlichkeiten in Ips/Bq der bei der Untersuchung benutzten Kontaminationsdetektoren

Rad.akt. Material / Detektor	Wischproben 2	3	4	6	19	Co-60 + 0,25mm PE	Ag-110m + 0,25mm PE	Ba-133 + 0,5mm Polystyr.
H1370 (Minicont) Fa. Herfurth	0,033	0,009	0,09	0,025	0,24	0,022	0,021	0,0013
H1352 Fa. Herfurth	0,039	0.010	0,11	0,025	0,20	0,027	0,027	0,0018
LB1210B Fa. Labor Berthold	0,11	0,06	0.15	0,08	0,56	0,025	0,032	0,013
FHT-65M Fa. Kugelfischer -Handzähler-	0,066	0,017	0,11	0,037	0,37	0,041	0,032	0,0033
HFM-2 Fa. Kimmel -Handzähler-	0,067	0,014	0,11	0,034	0,33	0,039	0,041	0,0038
LB2033 Fa. Labor Berthold -Handzähler-	0,058	0,016	0,14	0,037	Gerät übersteuert	Gerät übersteuert	0,033	0,0014
FHT-65M Fa. Kugelfischer -Fußzähler-	0,045	0,012	0,10	0,031	0,28	0,034	0,033	0,0027
HFM-2 Fa. Kimmel -Fußzähler-	0,012	0,0034	0,03	0,009	0,10	0,014	0,023	0,0015
LB2033 Fa. Labor Berthold -Fußzähler-	0,0079	0,0046	0,044	0,013	Gerät übersteuert	0,014	0,018	0,0009

nebetrieb üblich sind. Wie außerdem aus Abb. 1 ersichtlich, wurde die Empindlichkeit nicht nur für die "klassische" Meßanordnung - Wischprobe unabgedeckt, unmittelbar vor dem Detektorfenster - ermittelt, sondern auch für verschiedene Abstände und insbesondere mit verschieden dicken Folienabdeckungen. Diese Anordnung schien uns eine gute Simulation der praktischen Gegebenheiten zu sein und das Ergebnis eine wichtige Hilfe

für den praxisorientierten Strahlenschutz. Zum Vergleich und zur Abrundung der Untersuchung wurden außerdem auch die Empfindlichkeiten für großflächige Kalibrierstandards und umschlossene Punktquellen bestimmt.

Zur besseren Übersichtlichkeit wurden für die Darstellung der Empfindlichkeit der verschiedenen Detektoren und Anordnungen eine Tabelle und eine Abbildung gewählt. In Tabelle 2 ist die Empfindlichkeit für einige Wischproben und andere radioaktive Quellen und alle für die Untersuchung benutzten mit leichten Alkanen (Methan, Propan, Butan) gefüllten Detektoren dargestellt. Da die Detektoren trotz unterschiedlicher Empfindlichkeit die gleiche Tendenz zeigten, schien es gerechtfertigt, um die Datenfülle in Grenzen zu halten, für die Empfindlichkeitsuntersuchung aller unabgedeckten Wischproben und zusätzlichen radioaktiven Quellen nur ein Meßgerät (Minicont H1370 der Fa. Herfurth) zu benutzen. Die Ergebnisse sind in Abb. 2 dargestellt. (In dieser Abbildung wie auch in den Abb. 3 und 4 wurde die Verbindung zwischen den einzelnen Punkten aus Übersichtlichkeitsgründen vorgenommen.) Neben dem erwarteten, z.T. großen Empfindlichkeitsunterschied der Detektoren untereinander (s. Tabelle 2) ist in Abb. 2 sehr deutlich die unterschiedliche Empfindlichkeit für denselben Detektor bei den verschiedenen Wischproben und anderen radioaktiven Quellen zu erkennen. So unterscheidet sich die Empfindlichkeit bei den unabgedeckten Wischproben um mehr als eine Größenordnung. Erweitert man die Vergleichsmenge um die in der Praxis durchaus realistischen Anordnungen der mit dünner Folie abgedeckten und der in geringem Abstand zum Detektor positionierten Wischproben (unter Berücksichtigung der Ergebnisse der Abb. 1), so beträgt der Unterschied gar mehr als zwei Größenordnungen.

Ebenso wichtig oder noch wichtiger als dieser Empfindlichkeitsunterschied für Wischproben mit verschiedener Nuklidzusammensetzung ist der Wert der Empfindlichkeit selbst. Eine nützliche Größe zur Beurteilung der Empfindlichkeit eines Detektors für eine bestimmte Meßanordnung sind die Zählraten, die den in der StrlSchV genannten Kontaminationsgrenzwerten zuzuordnen sind. In Abb. 3 sind die einer Aktivität von 37 Bq (1 nCi) entsprechenden Zählraten dargestellt. Wegen der unterschiedli-

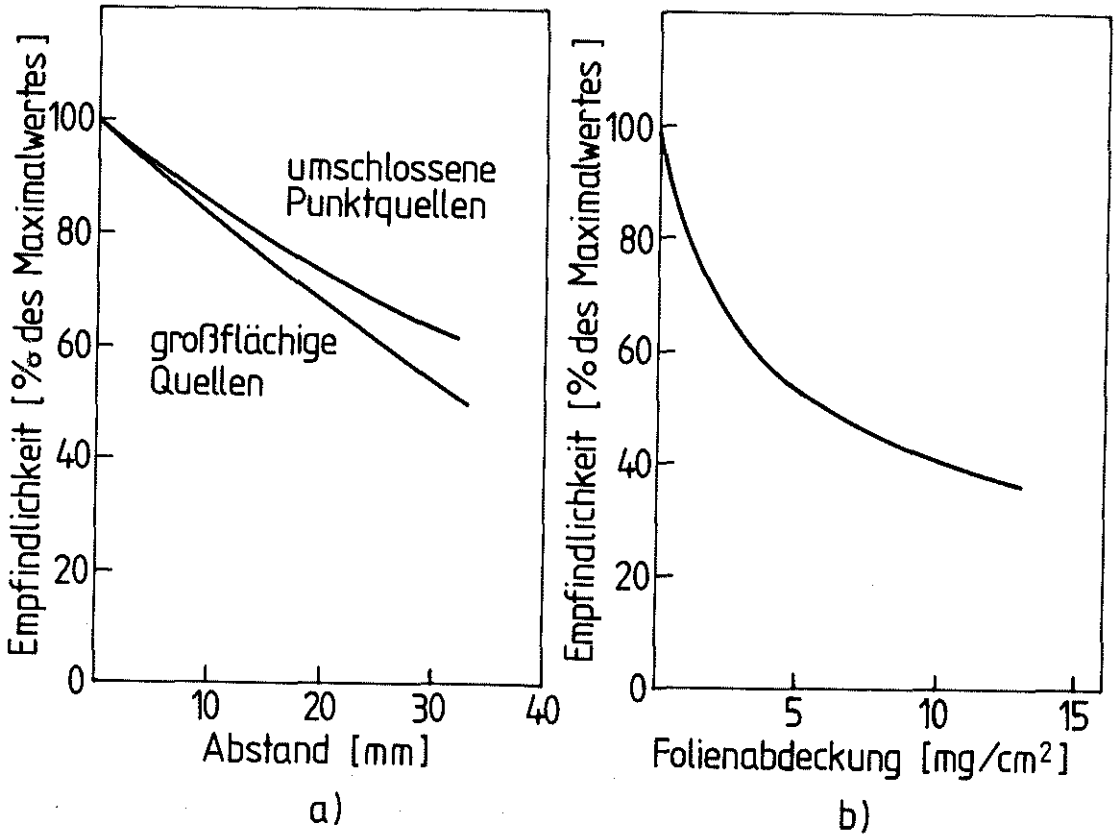


Abb. 1: Abhängigkeit der Nachweisempfindlichkeit (des Kontaminationsmeßgerätes H1352 der Fa. Herfurth)
a) vom Abstand zwischen Aktivität und Detektor
b) von der Dicke der Folienabdeckung über der Aktivität

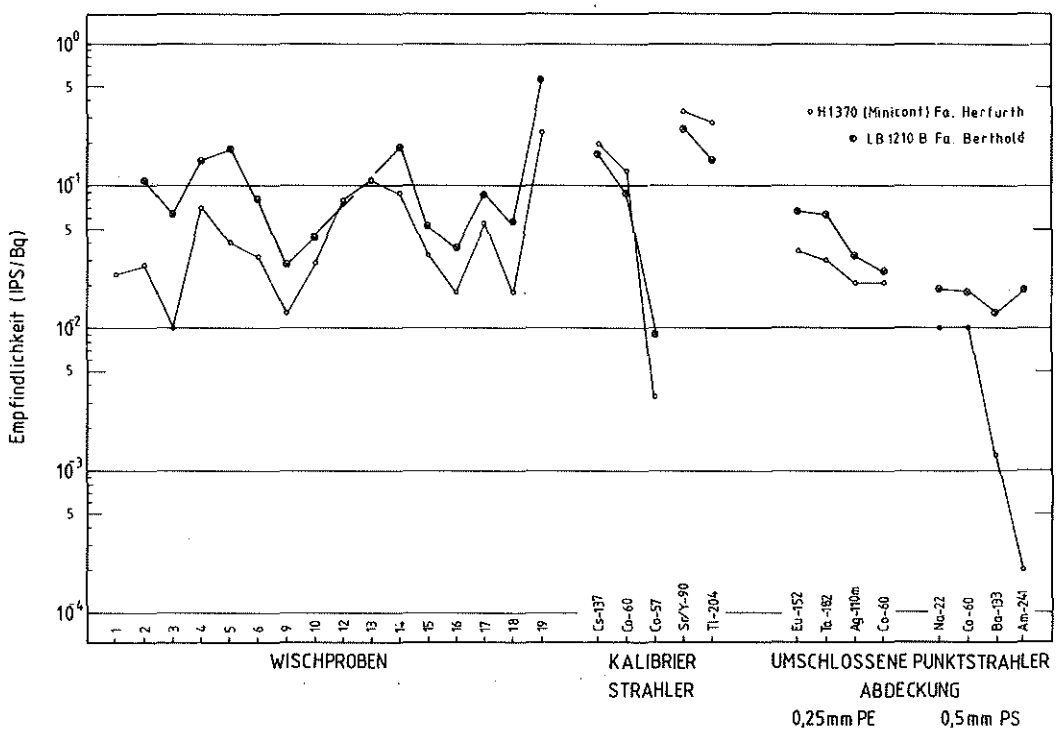


Abb. 2: Nachweisempfindlichkeiten der beiden Kontaminationsmeßgeräte H1370 der Fa. Herfurth und LB 1210 B der Fa. Berthold für die verschiedenen Wischproben und andere radioaktive Quellen.

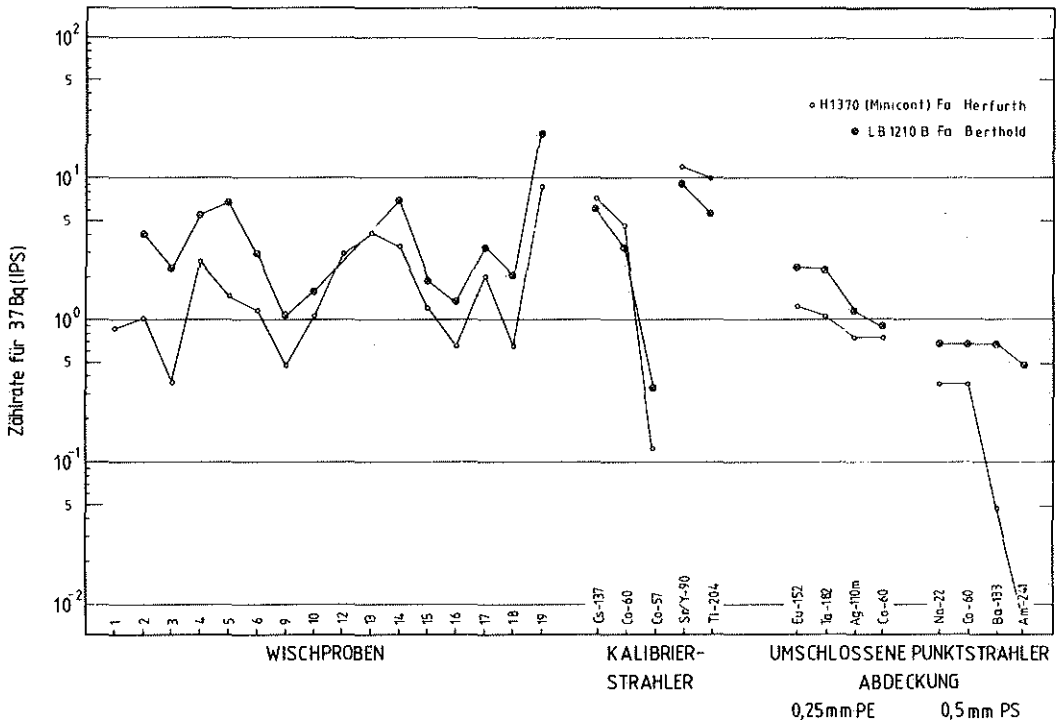


Abb. 3: Die einer Aktivität von 37 Bq (1 nCi) entsprechende Zählratenanzeige der beiden Kontaminationsmeßgeräte H1370 der Fa. Herfurth und LB 1210 B der Fa. Berthold für die verschiedenen Wischproben und die anderen radioaktiven Quellen.

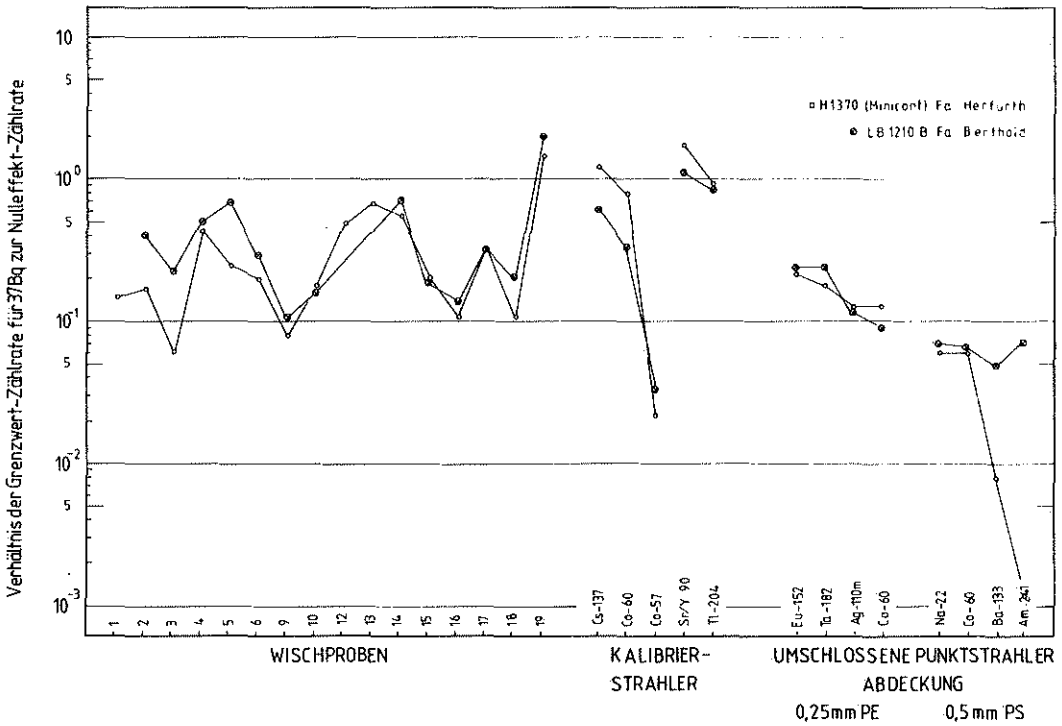


Abb. 4: Verhältnis der Zählraten für 37 Bq (1 nCi) und der Nulleffekt-Zählrate der beiden Kontaminationsmeßgeräte H1370 der Fa. Herfurth und LB 1210 B der Fa. Berthold für die verschiedenen Wischproben und die anderen radioaktiven Quellen.

chen Nulleffekt-Zählrate der verschiedenen Detektoren sind die genannten Grenzwert-Zählraten (Zählraten, die den Kontaminationsgrenzwerten zuzuordnen sind) insbesondere in Relation zur Nulleffekt-Zählrate wichtig. Deshalb wurde in Abb. 4 das Verhältnis der Grenzwert-Zählrate für 37 Bq (1 nCi) zur Nulleffekt-Zählrate eingetragen. Man kann wohl darüber streiten, welcher Bruchteil der Nulleffekt-Zählrate im Routinebetrieb als signifikante Änderung feststellbar ist, zumal dieser Wert ja auch von der Höhe der Nulleffekt-Zählrate selbst abhängt. Betrachtet man die Kontamination, die bei den verschiedenen Wischproben und radioaktiven Quellen eine Verdoppelung der Nulleffekt-Zählrate bewirkt, so erkennt man aus Abb. 4, daß bei vielen Meßanordnungen dieser Kontaminationswert über dem Grenzwert für die "Freigabe" in den Überwachungsbereich und bei noch viel mehr Meßanordnungen für die "Freigabe" in den Nichtstrahlenschutzbereich liegt. Auch wenn man eine geringere Zählratenänderung als signifikant erkennbar zugrundelegt, ergibt sich aus Abb. 4 ganz deutlich, daß in sehr vielen Fällen Kontaminationen, die zum Teil weit über dem Grenzwert liegen, der Schutzmaßnahmen (bei Vorhandensein außerhalb von betrieblichen Überwachungsbereichen) erforderlich macht, nicht feststellbar sind.

b) Xe-gefüllte Detektoren

Im Vorangehenden wurde gezeigt, daß die Empfindlichkeit der mit Alkanen gefüllten Detektoren eine zum Teil sehr geringe Empfindlichkeit besitzen. Der Grund liegt offenbar darin, daß die am Jülicher Zyklotron als Kontamination vorkommenden Nuklide vor allem durch Elektroneneinfang und nachfolgender Emission von γ-Strahlung zerfallen und diese Detektoren für solche Nuklide geringe Empfindlichkeit besitzen. Es liegt deshalb nahe, das Verhalten von Xe-gefüllten Detektoren für die Wischproben und andere radioaktive Quellen zu untersuchen. Für die Untersuchung wurde das Kontaminationsmeßgerät LB1210B der Fa. Labor Prof. Berthold gewählt. Die Ergebnisse sind in Tabelle 2 und Abb. 1-4 dargestellt.

Markant scheint uns an diesem Gerät die höhere, z.T. wesentlich höhere Empfindlichkeit als bei dem Gerät H1370. Allerdings variiert die Emp-

findlichkeit ebenso stark wie bei diesem Gerät. Außerdem ist auch bei diesem Xe-gefüllten Gerät die Empfindlichkeit für sehr viele Proben zu gering. Ein Ersatz der mit Methan, Propan und/oder Butan gefüllten Detektoren gegen einen Xe-gefüllten bringt also keine Lösung der unbefriedigenden Situation.

4. Schlußfolgerungen

Im Vorangehenden wurde häufig auf die Kontaminationsgrenzwerte für abreibbare Kontaminationen auf Laborflächen, an Arbeitsgegenständen und an Kleidung hingewiesen. Langjährige Praxis am Jülicher Isochronzyklotron zeigt aber, daß solche Kontaminationen, die ja insbesondere dadurch bedeutsam sind, daß sie als Quelle für Weiterverbreitung und Inkorporationen wirksam werden, insgesamt eine höchstens untergeordnete Rolle spielen. Am JULIC sind Kontaminationen im wesentlichen dadurch von Bedeutung, daß sie als Hautkontaminationen vorkommen können und so Strahlenexpositionen bewirken. Nun gibt es für solche Kontaminationen in der StrlSchV zwar keine Grenzwerte, trotzdem müssen die Strahlenschutzbeauftragten an ihren Kontaminationsmeßgeräten Grenzwerte für den Routinebetrieb einstellen oder festlegen. Es liegt nahe, den von H. Jacobs[3)] eingeführten "Entscheidungswert" dazu zu benutzen; er wird mit 37 Bq (1 nCi)/Hand angegeben. Die Begründung für gerade diesen Wert liegt in der als akzeptabel angesehenen Handbelastung von einigen 10 mSv (einige Rem). In diesem Sinne ist es logisch, daß für radioaktive Kontaminationen, die eine wesentlich geringere Hautbelastung erzeugen, höhere Kontaminationswerte akzeptiert werden könnten.

Es würde den Rahmen dieses Vortrags sprengen, wenn noch die Berechnungen der Hautbelastungen für die einzelnen Wischproben und Meßanordnungen eingeschlossen würden. Es ist jedoch zu erwarten, daß die Hautbelastungen der einzelnen Wischproben, falls die Wischprobenkontamination als Hautkontamination vorläge, sich ähnlich verhalten wie die Zählraten, die die Detektoren für die entsprechenden Wischproben aufweisen, und nicht wie ihre Aktivität, d.h. eine Kontamination, die in einem Detektor eine wesentlich geringere Zählrate bewirkt als eine andere, wird auch eine

geringere Hautbelastung verursachen als die andere, auch wenn die Aktivität gleich groß ist. So werden Kontaminationen, die die gleiche Zählrate in einem Detektor erzeugen, auch etwa die gleiche Hautbelastung bewirken, auch wenn ihre Aktivitäten stark voneinander variieren. Qualitativ konnten wir das auch an den stärksten Wischproben experimentell bestätigen. Außerdem kann es auch aus dem von Herrn M. Heinzelmann auf dieser Tagung präsentierten Vortrag "Ortsdosisleistung vor kontaminierten Flächen" abgeleitet werden. Die Konsequenz aus der oben genannten begründeten und teilweise bestätigten Vorstellung ist, daß für ein Kontaminationsmeßgerät die dem "Entscheidungswert" entsprechende Hautbelastung im wesentlichen durch eine Zählrate am Gerät festgelegt werden kann, wobei die dieser Zählrate zuzuordnende Aktivität umgekehrt proportional zur Empfindlichkeit des Detektors für die verschiedenen Nuklide bzw. Nuklidzusammensetzungen ist.

Die genannte Überlegung führt zu einem erfreulichen Ergebnis: Auch wenn ein Detektor für bestimmte Kontaminationen aufgrund der Nuklidzusammensetzung eine geringe Empfindlichkeit besitzt, kann doch ein Grenzwert eingestellt oder festgelegt werden, der sich signifikant vom Nulleffekt unterscheidet. Die diesem Grenzwert zuzuordnende Aktivität ist zwar größer als die in der StrlSchV genannten Werte, die von dieser Aktivität erzeugte Hautbelastung ist aber auch nicht stärker als die von einer wesentlich geringeren Aktivität, die von Nukliden erzeugt wird, für die ein Detektor eine hohe Nachweisempfindlichkeit besitzt. In der Praxis bedeutet das, daß mit einem üblicherweise benutzten großflächigen Kalibrierstandard (z.B. Sr/Y-90) die dem Kontaminationsgrenzwert entsprechende Zählrate am jeweiligen Gerät als Schwellwert festgelegt werden kann und diese Zählrate auch für Kontaminationen, die aus anderen Nukliden bestehen, beibehalten werden darf. Um Mißverständnisse zu vermeiden, sollte klar gesagt werden, daß die Überlegungen für solche Kontaminationen gelten, für die sich die Nachweisempfindlichkeiten deutlich, also um Faktoren oder gar eine Größenordnung unterscheiden. Eine strenge Proportionalität zwischen der Hautbelastung und der Zählrate an einem Kontaminationsmeßgerät besteht wohl kaum. Wir halten eine weitergehende Untersuchung über das Verhältnis zwischen den Hautbelastungen, die von Konta-

minationen bewirkt werden, und den Empfindlichkeiten, die ein Detektor für sie besitzt, für sehr nützlich, damit der Komplex der Kontaminationen an Beschleunigern noch fundierter wird.

Unsere Untersuchungen und Überlegungen haben aber hoffentlich schon deutlich gemacht, daß die Einhaltung der Anforderungen bezüglich Kontaminationen, wie sie die StrlSchV vorsieht, einen unverhältnismäßig großen Aufwand erfordert. Wir glauben auch, daß das Zulassen höherer Aktivitäten in dem Sinne, wie oben angeführt, den Strahlenschutz nicht beeinträchtigt. Zusammenfassend halten wir also die im § 33 StrlSchV genannten Voraussetzungen für erfüllt, so daß die zuständigen Behörden durchaus von den Schutzvorschriften bezüglich Kontaminationen (an einem Beschleuniger) abweichen könnten.

Literatur

1) J.T. Routti und S.G. Prussin, Nucl. Instr. 72 (1969) 125.
2) P. Jahn, H.-J. Probst, A. Djaloeis, W.F. Davidson, und C. Mayer-Böricke, Nucl. Phys. A209 (1973) 333.
3) H. Jacobs, Personenkontamination und Dekontaminationsmaßnahmen, Vortrag in dem Spezialkurs des HDT zum Erwerb der Fachkunde im Strahlenschutz als ermächtigter Arzt, Febr. 1979.

Alpha-Beta Kontaminationsdetektoren insbesondere für Freigabemessungen von Anlageteilen aus kerntechnischen Anlagen

M. Keller
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Ausgebaute kontaminierte kerntechnische Anlagenteile haben oft einen hohen Materialwert und sind vor einer schadlosen Verwertung zu dekontaminieren. Vor Freigabe solcher dekontaminierter Anlagenteile ist sicherzustellen, daß evtl. noch vorhandene Restaktivitäten unterhalb der zulässigen Grenzwerte liegen. In der KFA wurden hierfür spezielle Detektoren für flächendeckende Kontaminationsmessungen an stark gekrümmmten zylindrischen Flächen, wie z.B. Rohrleitungen, entwickelt.

Die Kontaminationsdetektoren bestehen aus übersteuerungsfesten Eingangsverstärkern mit Diskriminatoren, speziellen Proportionaldurchflußzählern mit α/β-Fenster von 100 cm^2, 1 mg/cm^2 Massenbelegung und sind mit elektrischen Kabelverbindungen mit Zähldurchführung ausgerüstet.

Zur Ausmessung stark gekrümmter Flächen mit optimalen Zählerwirkungsgraden stehen die Rundzähler PZ 15, PZ 40 und der Flächzähler PZ 50 für die Innendurchmesser >15, >40, >90 mm zur Verfügung. Der Flachzähler PZ 50 läßt sich in einer Mehrfachanordnung als Detektorblock auch zur flächendeckenden Kontaminationsmessung von außen kontaminierten Rohren - bei großen Mengen in einer automatisierten Meßeinrichtung - verwenden.

Abstract:

Dismantled contaminated plant components from nuclear engineering facilities often have a high material value and must be decontaminated before they can be reutilized without hazard. Before the decontamineted plant components are released it must be ensured that any residual acitivities possibly still present are below the permissible limits. For this purpose special detectors for contamination measurements covering extremely bent cylindrical surfaces, as for example pipes, have been developed at the KFA.

These contamination detectors consist of input amplifiers, resistant to overdriving, with descriminators, special proportional counters with α/β windows of 100 cm^2, 1 mg/cm^2 weight per unit area and are equipped with electric cable connections with counting gas passage.

The circular meters, PZ 15, PZ 40, and the flat meter, PZ 50, for the inside diameter >15, >40, >90 mm are available for measuring of extremely bent surfaces with optimum counting efficiencies. The flat meter, Pz 50, can also be used as a detector block, in a multiple arrangement, for extensive surface contamination measurements of externally contaminated pipes - in the case of large quantities in automatic measuring equipment.

1. Problemstellung und Zielsetzung

Bei der Stillegung von kerntechnischen Anlagen, wie auch durch ausgebaute Anlagenteile fallen zunehmend große Mengen kontaminierter Materialien an, die gemäß AtG § 9a nach Möglichkeit schadlos verwertet werden sollten; dieses einerseits aus volkswirtschaftlichen Gründen, um wertvolle Materialien zu erhalten, und andererseits, um die Endlager für nicht rezyklierfähige Materialien offen zu halten.

Ein großer Teil der kontaminierten Materialien läßt sich mit bekannten Dekontaminationsverfahren hinreichend reinigen. Für die Freigabe der gereinigten Materialien - sei es als radioaktivitätsfreies Material oder als radioaktiver Reststoff zur Rezyklierung z.B. durch erneutes Einschmelzen - sind sogenannte Freigabemessungen vorzunehmen, um dadurch sicherzustellen, daß die evtl. noch vorhandenen Restaktivitäten unterhalb der zulässigen Grenzwerte liegen. Damit erwächst die Notwendigkeit, flächendeckende Kontaminationsmessungen auch an stark gekrümmten Flächen und z.T. schwer zugänglichen Stellen durchzuführen. Für derartige Geometrien sind geeignete, kommerziell hergestellte Detektoren nicht erhältlich. Hauptziel der Arbeit war es, für diese Meßaufgabe geeignete Detektoren zu entwickeln und in der Praxis zur Anwendung zu bringen.

In diesem Zusammenhang ergibt sich auch die Frage nach noch genehmigungsfähigen Grenzwerten für festsitzende Oberflächenkontaminationen an dickwandigen radioaktiven Reststoffen, da dickwandige Anlagenteile wegen ihres hohen Materialwertes für eine Rezyklierung wirtschaftlich besonders interessant sind.

2. Zur Frage der Kontaminations-Grenzwerte für zu rezyklierende radioaktive Reststoffe

Die in der StrlSchV festgelegten Grenzwerte für Kontaminationen betreffen a) Grenzwerte für Schutzmaßnahmen bei Oberflächenkontaminationen (Anl. IX) und b) den "Grenzwert" der spezifischen Aktivität für radioaktive Abfälle, für deren Beseitigung das Erfordernis einer Genehmigung nach § 4 Abs. 4 Nr. 2 (unter Beachtung von § 47) entfällt. Welche der genannten Grenzwerte für die Rezyklierung zur schadlosen Verwertung von radioaktiven Reststoffen anzusetzen ist, führt, wie zu zeigen ist, nicht in jedem Fall zu einem zweckdienlichen Ergebnis. Bezeichnet man die Materialstärke des freizugebenden Materials, bei der die dem Grenzwert der Oberflächenkontamination entsprechende Aktivitätsmenge gleich der dem Grenzwert der spezifischen Aktivität entsprechender Aktivitätsmenge ist, als "Gleichheitswandstärke" d, so erhält man

$$d = \frac{10}{\rho} \cdot \frac{a_F}{a_m}$$

d = Gleichheitswandstärke in mm

ρ = Spezifische Masse des Materials in g/cm^3

a_F = Grenzwert der Oberflächenkontamination in Bq/cm^2

$a_m = 10^{-4}$. FG, Grenzwert der spezifischen Aktivität in Bq/g

FG = Wert der Freigrenze nach StrlSchV

Für Stahl z.B. ergibt sich eine Gleichheitswandstärke von nur d = 0,13 mm (mit ρ = 7,8 g/cm^3, a_F = 0,37 Bq/cm^2 für Arbeitsgegenstände außerhalb von betrieblichen Überwachungsbereichen und $a_m = 10^{-4}$. 3,7 . 10^4 Bq/g mit z.B. 3,7 . 10^4 Bq (1 µCi) als Wert für die Freigrenze). Aus dieser Rechnung wird ersichtlich, daß für eine wirtschaftliche Rezyklierung dickwandiger Materialien nicht allein die evtl. noch verbleibende Oberflächenkontamination maßgebend sein sollte; bei einer Wandstärke von z.B. 13 mm könnte der Grenzwert für die Oberflächenkontamination 100 mal höher sein ohne daß damit der Grenzwert der spezifischen Aktivität überschritten würde. Die spezifische Aktivität des rezyklierten Stahls wäre dann vergleichsweise noch um den Faktor 7,6 geringer als die des natürlichen Kaliums mit 28 Bq/g.

3. Statistisch bedingte Meßzeit zur Erfassung der Kontaminationsgrenzwerte

Die zum Nachweis der sehr kleinen Aktivitätsmengen von Kontaminationsgrenzwerten erforderlichen Meßzeiten ergeben sich aus den statistischen Schwankungen des Meß- und Nulleffektes. Soll die Überschreitung des Grenzwertes mit einer k-fachen Genauigkeit der Standardabweichung bestimmt werden, so ergibt sich die dazu erforderliche Meßzeit T aus folgender Überlegung:

Die Nulleffektrate $n_o = \bar{n}_o \pm k\sigma$ mit ihrer positiven statistischen Schwankung $+ k\sigma$ darf nicht größer werden als die Summe der Nulleffektrate n_o plus der Nettoeffektrate $\bar{n}_A = \eta A$ der nachzuweisenden Aktivität A, vermindert um die statistische Schwankung dieser Summe $- k\sqrt{\sigma_o^2 + \sigma_A^2}$; anderenfalls würden allein durch die statistische Schwankung des Nulleffektes unerwünscht viele Fehlalarme als Grenzüberschreitungen vorgetäuscht werden.

Mit der statistischen Schwankung von N = n.T zufällig registrierten Ereignissen $\sigma_N = \pm\sqrt{N} = \pm\sqrt{n.T} = \pm T\sqrt{n/T}$ folgt für die Schwankung der Nulleffektrate $\sigma_o = \sigma_{N_o}/T = \pm\sqrt{n_o/T}$ und für die Schwankung der Nettomeßeffektrate $\sigma_A = \pm\sqrt{\eta A/T}$. Hieraus ergibt sich mit

$$n_o + k\sqrt{\frac{n_o}{T}} = n_o + n_A - k\sqrt{\frac{n_o}{T} + \frac{\eta A}{T}}$$

die erforderliche Meßzeit

$$T = \left(\frac{\sqrt{n_o} + \sqrt{n_o + \eta A}}{A} \cdot k \right)^2$$

Dabei sind:

n_o = Nulleffektrate in s^{-1}

A = nachzuweisende Oberflächenaktivität, hier deren Grenzwert in Bq

η = $A/n-n_o$ Zählwirkungsgrad des Meßsystems (= Kalibrierfaktor oder Kehrwert des Ansprechvermögens)

n = die gemessene Gesamtimpulsrate in s^{-1}

k = Faktor für die statistische Sicherheit (mit z.B. k = 3 erhält man mit der Vertrauensgrenze 3σ eine statistische Sicherheit P = 99,73 %)

Für die optimale Auslegung und Konstruktion von Meßanordnungen wichtig sind einmal der Einfluß des Wirkungsgrades η, zum anderen der Einfluß der Nulleffektrate n_o auf die erforderliche Meßzeit T. Wie aus der Abb. 1 zu entnehmen, ist auf einen großen Wirkungsgrad der Detektoranordnung besonders Wert zu legen.

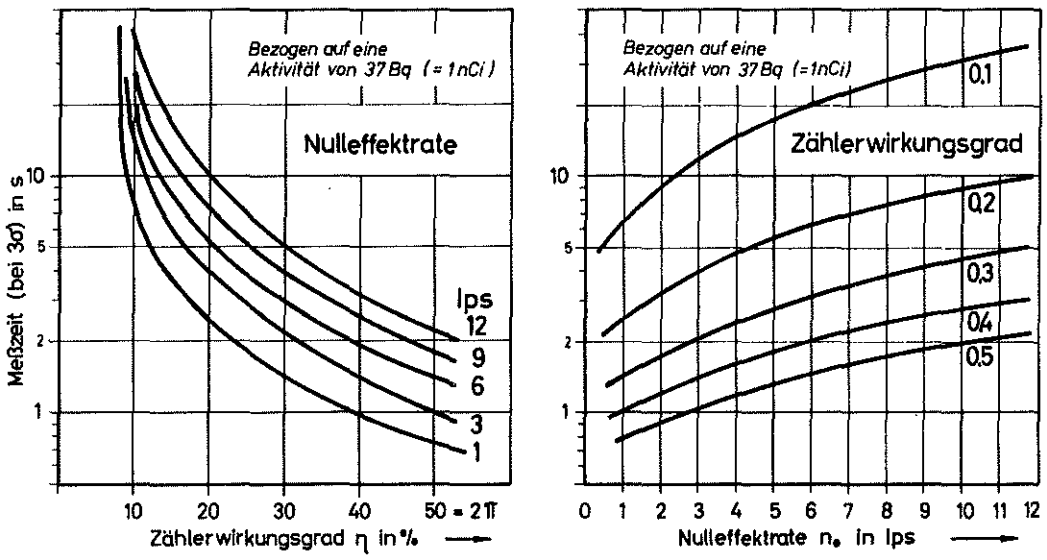


Abb.1: Erforderliche Meßzeit T zum Nachweis einer Aktivität von A = 37 Bq (1 nCi) mit einer Vertrauensgrenze 3σ (P = 99,73%) in Abhängigkeit von Zählerwirkungsgrad (links) und Nulleffektrate n_o (rechts) der Detektoranordnung

4. Physikalische Eigenschaften der entwickelten Detektoren

Zur Lösung der gestellten Meßaufgabe sind von den bekannten Detektorarten Proportionaldurchflußzähler am geeignetsten; sie lassen sich ohne großen technologischen Aufwand bauen, besitzen die gewünschten physikalischen Meßeigenschaften und sind bis auf die dünnwandigen Fenster, die sich aber leicht erneuern lassen, von unbegrenzter Haltbarkeit. Ein besonderer Vorteil ist, daß Undichtigkeiten der Zähler ohne Einfluß auf die Meßeigenschaften sind.

Als reine Impulszähler werden sie bekanntlich durch geeignete Wahl der Hochspannung im α bzw. $\alpha + \beta$-Plateau betrieben. Die erzielbare Zählratencharakteristik mit ihrem Plateauverlauf, wie Steigung und Länge, sind dabei wichtige Eignungsmerkmale der Zähler. Die Plateaus entstehen bekanntlich dadurch, daß sämtliche im Zählgas ausgelösten Impulse, unabhängig von ihrer jeweiligen Impulshöhe, mittels eines übersteuerungsfesten Eingangsdiskriminators zu normierten Impulsen umgeformt werden. Kleine Störimpulse werden durch eine auf etwa 2 mV eingestellte Eingangsschwelle unterdrückt. Abb. 2 zeigt als Beispiel die recht gute Zählratencharakteristik des entwickelten, hier mit Erdgas betriebenen, Flachzählers PZ 50.

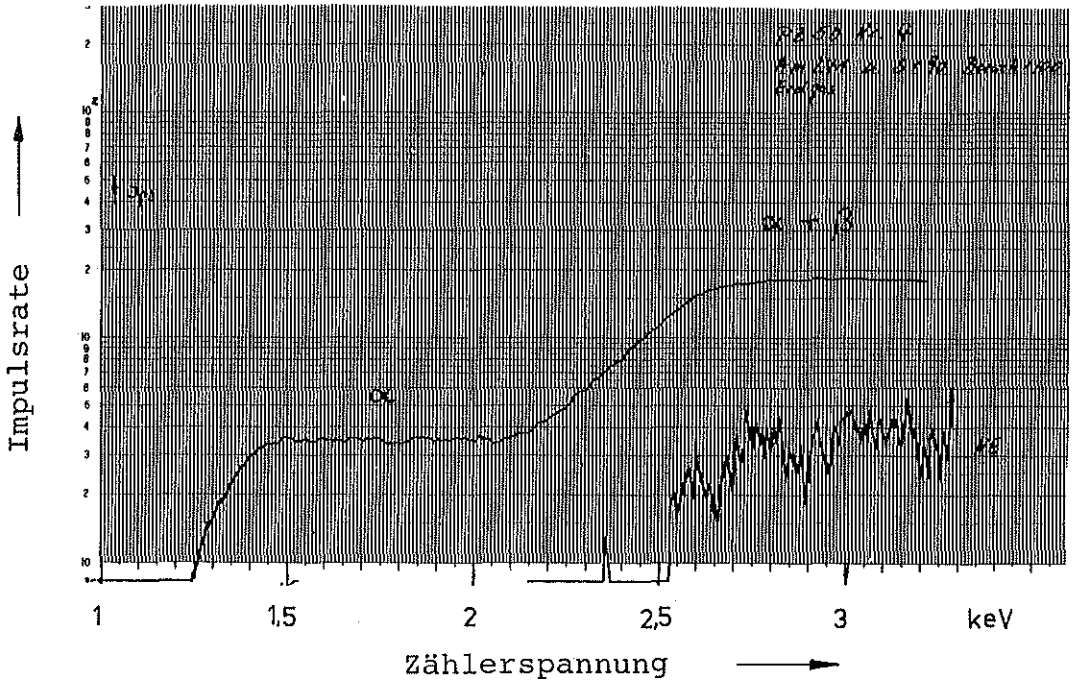


Abb. 2 Zählratencharakteristik des Flachzählers PZ 50, betrieben mit Erdgas

Die Impulshöhenverteilung der ausgelösten Zählerimpulse am Eingang des Diskriminators (= Zähldraht) ist von vielen Einflußgrößen abhängig. Im α + ß-Plateau liegen die Impulshöhen im Mittel für α-Impulse (Am 241) bei 1V (bis 8 V), für ß-Impulse (Sr 90) bei 40 mV. Abb. 3 zeigt als Beispiel die Impulshöhenverteilung von α-Strahlen im α-Plateau mit Zählerfenster von 0; 1; 3 mg/cm^2 Massenbelegung.

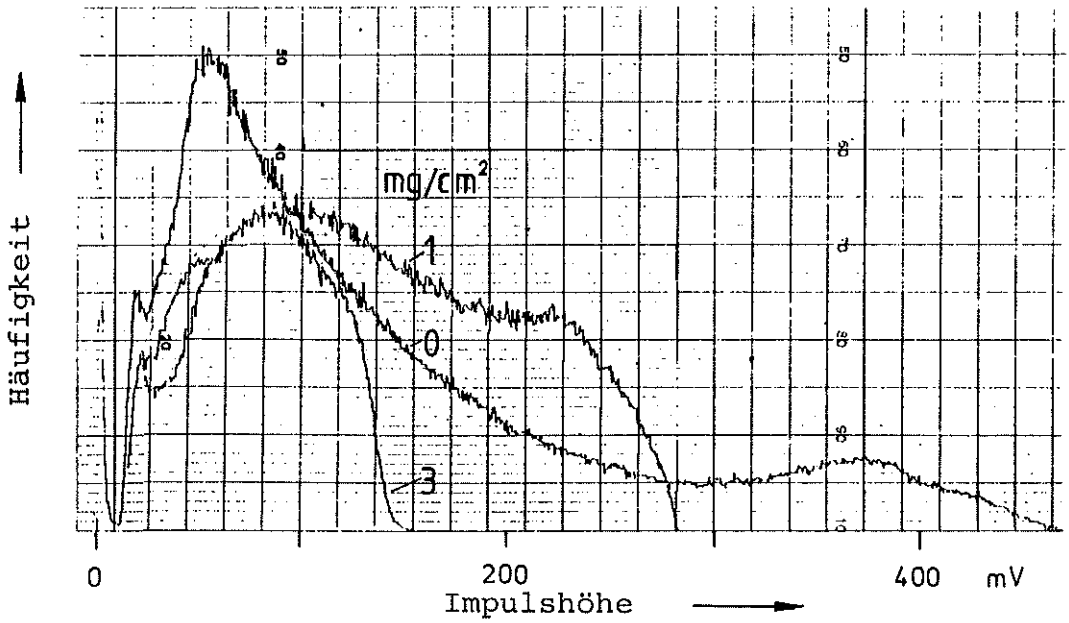


Abb. 3 Impulshöhenverteilung der Zählerimpulse von α-Teilchen, Fensterbelegung 0; 1; 3 mg/cm^2

Die Impulsform mit ihrem zeitlichen Verlauf wird bekanntlich von den Eingangszeitkonstanten des Systems (Zähler + Diskriminator) bestimmt. Bei einem Arbeitswiderstand von 1 MΩ (und einer errechneten Systemkapazität von 2 pF) erhält man für die α- wie auch für die ß-Impulse die in Abb. 4 wiedergegebene Impulsform. Das Auflösungsvermögen beträgt ca. 2 µs, was für Low Level-Messungen völlig ausreichend ist. Nach oben lassen sich ohne Zählverluste Aktivitäten bis 10^5 Bq messen.

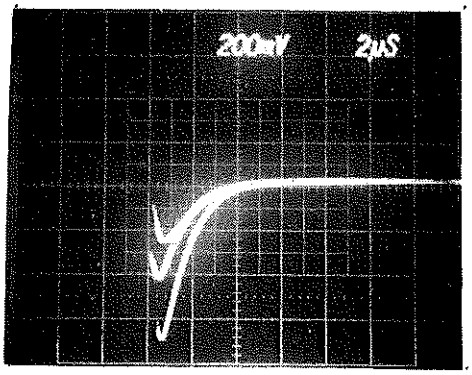


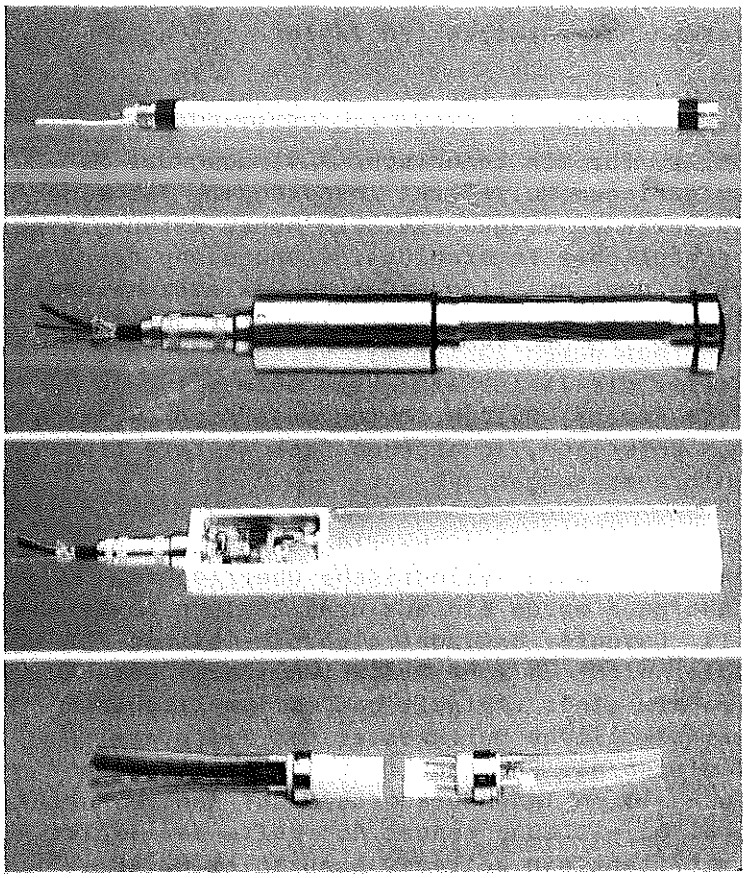
Abb. 4 Impulsform der von α-Teilchen ausgelösten Zählerentladungen (Arbeitswiderstand 1 MΩ, Systemkapazität 2 pF)

5. Technische Ausführungsformen der entwickelten Zähler

Für eine wirtschaftliche Rezyklierung ist es u.a. wichtig, den Zeitaufwand für die Freigabemessung so klein wie möglich zu halten. Dieses bedeutet nach Abb. 1, für die technische Auslegung des Meßsystems, daß neben einem geringen Nulleffekt insbesondere für einen hohen Zählerwirkungsgrad Sorge zu tragen ist. Ein hoher Wirkungsgrad wird erreicht durch eine möglichst formschlüssige Anpassung des wirksamen Zählervolumens an die jeweilige Krümmung der auszumessenden Oberfläche. Da beliebig verformbare Zähler nicht herstellbar sind, ist dieser Forderung nur durch Zähler mit verschiedenen Geometrien nachzukommen. Sollen die Zähler wahlweise auch mit den üblichen Zählgasen wie Erdgas, Methan, Butan oder Argon + Methan gute Plateaueigenschaften aufweisen, so ergeben sich weitere Einschränkungen für die Zählerabmessungen.

Bei einen großen Teil der auszumessenden Oberflächen handelt es sich um konvex oder konkav gekrümmte zylindrische Oberflächen. Zur Abdeckung dieser Meßaufgabe wurde ein aus drei Zählern bestehender Zählersatz entwickelt. Darunter befindet sich eine bisher für Proportionaldurchflußzähler nicht übliche Ausführungsform. Das Fenster des Zählers hat die Form eines vielseitigen, prismatischen Zylindermantels. Der kleinstmögliche Durchmesser des Zylinders beträgt etwa 15 mm. Mit diesen als Rundzähler PZ 15 bezeichneten Zähler können Rohre ab etwa 15 mm Innendurchmesser auf innere Kontamination überprüft werden. Da mit zunehmender Rohrweite der Zählerwirkungsgrad stark abnimmt steht ein weiterer Rundzähler PZ 40 zur Ausmessung von Rohren mit Innendurchmessern größer 40 mm zur Verfügung. Ab Innenkrümmungen größer 90 mm Durchmesser läßt sich bereits ein Zähler mit planem Fenster mit einer Breite von 50 mm (und 200 mm Länge), hier als Flachzähler PZ 50 bezeichnet, einsetzen.

Die genannten Zähler (Abb. 5) besitzen Fenster mit einem Flächengewicht von ca. 1 mg/cm^2, sind also für α-Strahlen empfindlich und haben, da gemäß StrlSchV die Oberflächenkontamination über eine Fläche von 100 cm^2 gemittelt werden darf, eine Fensterfläche von ca. 100 cm^2. Weiter sind die Zähler mit einen Eingangsdiskriminator ausgerüstet und können somit über praktisch beliebig lange Spezialkabel in denen auch die das Zählgas führende Schläuche enthalten sind, betrieben werden. Eine Besonderheit stellt die entwickelte elektrische Steckverbindung mit Zählgasdurchführung dar (Abb. 5). Eine solche Steckverbindung war Voraussetzung zum Bau eines Durchflußzählers von nur 15 mm Ø.



15er Rundzähler PZ 15 zur Ausmessung von Rohren mit Innen-Ø > 15 mm.

40er Rundzähler PZ 40 zur Ausmessung von Rohren mit Innen-Ø > 40 mm.

50er Flachzähler PZ 50 zur Ausmessung von Rohren mit Innen-Ø > 90 mm.

Elektrische Steckverbindung mit Zählgasdurchführung.

Abb. 5 **Ausführungsmuster** spezieller Proportionaldurchflußzähler für Kontaminationsmessungen an stark gekrümmten zylindrischen Flächen.

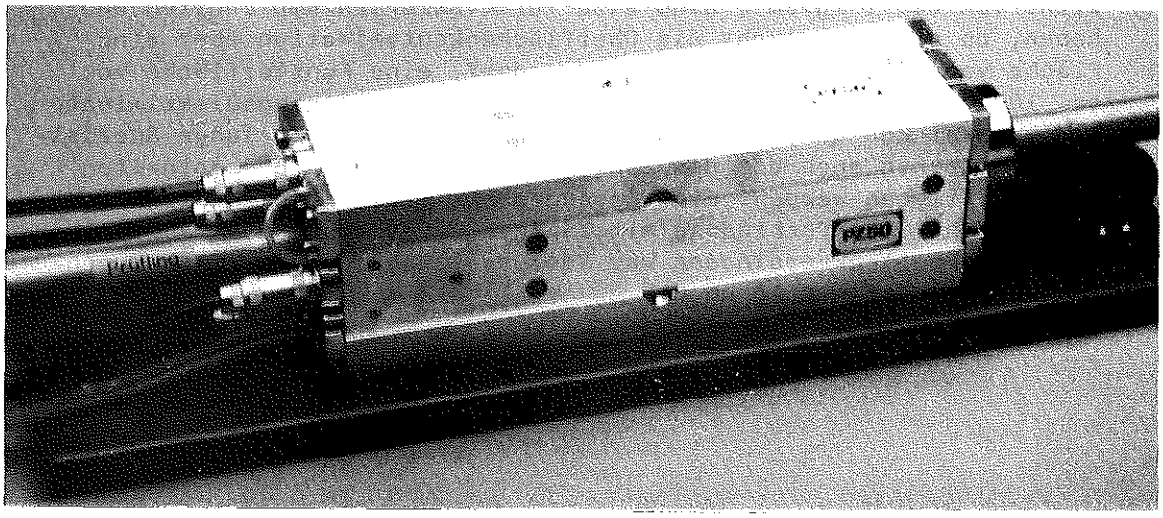


Abb. 6 **Anwendungsbeispiel:** Detektorblock mit 4 Flachzählern zur Ausmessung von außen kontaminierten Rohren.

6. Anwendungen für die entwickelten Zähler

Zur Abwicklung eines der KFA vorliegenden Auftrags sollen 128.000 Kondensator-Rohrstücke von 2,20 m Länge und 24 mm Ø nach ihrer Dekontaminierung auf äußere Kontamination überprüft werden. Als Meßsystem dient ein Detektorblock (Abb. 6) aus 4 Flachzählern, welches in einer 5 cm dicken Bleiabschirmung untergebracht ist. Das System besitzt einen Nulleffekt von 4,3 Ips und einen Wirkungsgrad von 43 % gemessenen mit Sr 90 + Y 90. Unter Anwendung der unter 3. abgeleiteten Beziehung werden für die Ausmessung der 128 000 Rohre bei einer 40 Stundenwoche an reiner Meßzeit 21 Wochen benötigt. Unter Einbeziehung der benötigten Rüstzeiten muß mit einem Zeitaufwand von fast einem Mannjahr für die flächendeckende Ausmessung der Rohre gerechnet werden. Wegen des Zeitaufwandes und der Problematik, flächendeckende Messungen manuell auszuführen wurde der Bau einer halbautomatischen Meßvorrichtung in Angriff genommen.

Eine weitere Anwendung ergibt sich, die entwickelten Zähler als Handsonden für tragbare Kontaminationsmeßgeräte einzusetzen. Für diese Anwendung werden die Fenster der Zähler mit Schutzgittern versehen, die Zählgasversorgung erfolgte über ein Spezialkabel vom Grundgerät aus. Mit so ausgerüsteten Geräten lassen sich Kontaminationen auch an schwer bzw. bisher nicht zugänglichen Stellen messen.

Beta-Gamma Dosisleistungsmesser für vorsorgliche Strahlenschutzmessungen am Arbeitsplatz

M. Keller
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Bei Arbeiten mit offenen radioaktiven Stoffen sind vorsorgliche Schutzmaßnahmen erforderlich. Vor Beginn solcher Arbeiten sind daher die zu erwartenden Äquivalentdosen abzuschätzen. Dabei ist auch die Äquivalentdosis erzeugt durch die Beta-Strahlung, die um 1-2 Größenordnungen höher sein kann als die der Gamma-Strahlung, zu erfassen. Hierfür wurde in der KFA ein kleines tragbares Gerät (DL 1) mit einer handlichen Meßsonde entwickelt, mit dem gewebeäquivalent die Ortsdosisleistung von Beta- und Gamma-Strahlen gemessen werden kann.

Die Meßsonde des DL 1 besteht aus einer kleinvolumigen Ionisationskammer mit Folienfenster und einem hochempfindlichen Meßverstärker. Damit lassen sich die für den praktischen Strahlenschutz wichtigen Meßgrößen: die Haut- und Tiefenäquivalentdosenauch an schwer zugänglichen Stellen und in inhomogenen Strahlenfeldern bei Berücksichtigung der Aufenthaltszeit vorhersagen.

Die Hautdosisleistung - normiert in 70 µm Gewebetiefe - wird in quasi homogenen Strahlungsfeldern ohne Zubehör, die Kontaktdosisleistung bei Berührung kleinflächiger radioaktiver Quellen mit einer auf das Endfenster der Kammer aufsteckbaren Beta-Blende gemessen. Die Gamma-Tiefendosisleistung wird in einer Gewebetiefe von 10 mm mit einer aufsteckbaren Gamma-Tiefendosiskappe gemessen.

Abstract:

Precautionary protective measures are necessary when working with unsealed radioactive material. The expected dose equivalents must therefore be assessed before beginning this type of work. The dose equivalent from beta radiation, which can be 1-2 orders of magnitude higher than that from gamma radiation, must also be determined. A small portable instrument (DL 1) with a measuring probe which is easy to handle has been developed at the KFA for this purpose, by means of which the tissueequivalent local dose rate of beta and gamma radiation can be measured.

The measuring probe of the DL 1 consists of a small-volume ionization chamber with foil windows and a highly sensitive measuring amplifier. The important measured data for practical radiation protection, the shallow and deep dose equivalents, can thus also be predicted at locations where access is difficult and in inhomogeneous radiation fields, taking residence time into consideration.

The skin dose rate - standardized at a tissue depth of 70 µm - is measured in quasihomogeneous radiation fields without using accessories, the contact dose rate in the case with small-area radioactive sources is measured by means of a beta aperture attached to the end window of the chamber and the gamma deep dose rate is measured at a tissue depth of 10 mm by means of a detachable "gamma dose cap".

1. Aufgabenstellung

Der hier vorzustellende β/γ-Dosisleistungsmesser dient in der Strahlenschutzüberwachung zu orientierenden Messungen der Äquivalentdosisleistung in gemischten, auch inhomogenen β- und γ-Strahlungsfeldern. Beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen sind in aller Regel beide Strahlungsarten vorhanden. Dabei ist zu beachten, daß die durch die β-Komponente hervorgerufene Hautdosis um 1 bis 2 Größenordnungen höher sein kann als die der γ-Komponente. Da dieser Sachverhalt bei unzureichender Beachtung Folgen haben kann, (z.B. mögliche Spätschäden der Haut) ein Beispiel: An einer kleinflächigen offenen Cs 137-Quelle mißt man mit dem Gerät in Oberflächennähe ein selbst für Praktiker überraschend hohes Beta/Gamma-Dosisverhältnis von 225 : 1! Mit 330 KBq (8,9 µCi) betrug dabei die Dosisleistung 43 mSv/h (4,3 rem/h). Da für die genannte Meßproblematik derzeit kein für die Praxis geeignetes Meßgerät auf dem Markt erhältlich ist, ein solches aber dringend benötigt wird, wurde das im folgenden beschriebene Gerät entwickelt, in einer Kleinserie von uns gebaut und mit Erfolg, wie weitere Bedarfsanmeldungen zeigen, zum Einsatz gebracht.

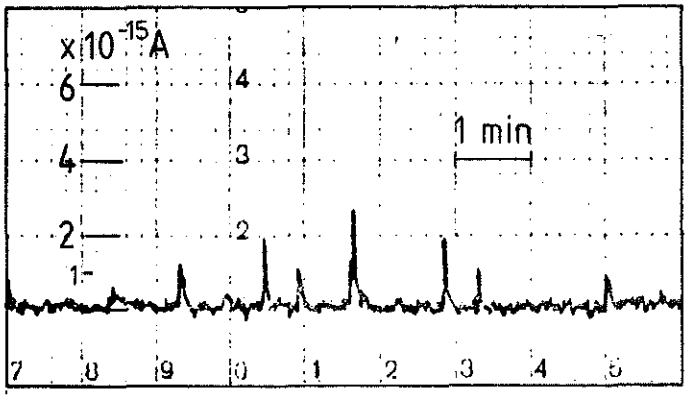
2. Technischer Aufbau

Der tragbare β/γ-Dosisleistungsmesser (Gesamtgewicht 1,7 kg) besteht aus einer handlichen Meßsonde und einem Grundgerät (Abb. 4). Die Meßsonde enthält eine Meßkammer, in der Grundausstattung eine kleinvolumige Ionisationskammer (ca. 16 cm^3) mit End- und Seitenfenstern mit einer Massenbelegung von ca. 7 mg/cm^2 und einen hochempfindlichen Meßverstärker mit Meßbereichsschalter. Der Meßverstärker ermöglicht sehr kleine Ionisationsströme bis in den Femtoampere-Bereich herunter zu messen. Die Meßsonde ist über ein steckbares, flexibles Spiralkabel an das Grundgerät angeschlossen. Dieses enthält die Stromversorgung (Trockenbatterien für den Meßverstärker (9 V) und Kammerspannung (90 V)), Betriebsschalter mit Leuchtdiode, Taste zur Meßbereichserweiterung und das in mSv/h (mrem/h) und µSv/min (mrem/min) kalibrierte Anzeigeinstrument. Zur Einhandbedienung des Meßgerätes kann die Meßsonde auf eine Halterung des Grundgerätes gesteckt werden. In einer weiteren Halterung befindet sich als Zubehör eine β-Blende, die für Messungen in räumlich inhomogenen β-Strahlungsfeldern auf die Meßkammer der Meßsonde zu stecken ist und eine γ-Tiefendosiskappe zur Messung der γ-Dosisleistung in der Gewebetiefe von 10 mm.

Ziel der Entwicklung war, die Ionisationskammer-Handsonde so klein wie eine übliche Zählrohrsonde zu bauen, um u.a. auch an schwer zuzugänglichen Stellen und in inhomogenen Feldern, in denen in der Praxis Handhabungen durchzuführen sind, vorsorglich Dosisleistungsmessungen vornehmen zu können. Unter Berücksichtigung der Aufenthaltszeiten lassen sich somit Vorhersagen über die zu erwartenden Teilkörperdosen machen. Mit den handelsüblichen tragbaren Ionisationskammer-Meßgeräten ist dies u.a. wegen der Größe der Ionisationskammern nicht möglich.

Eine wesentliche Voraussetzung dieser Entwicklung war die Verwendung eines rauscharmen, nullpunktstabilen, integrierten Schaltkreises mit hohem Eingangswiderstand für die Stromverstärkung. Wegen des geringen Eigenrauschens des Stromverstärkers werden die statistischen Stromschwankungen und damit die Nachweisgrenze des Meßsystems von den statistischen Schwankungen der ß-Teilchen bzw. γ-Quanten selbst hervorgerufen.

Bei der durch die angestrebte Sofortanzeige des Meßwertes bedingten kleinen Zeitkonstante des Meßsystems machen sich neben den Schwankungen des natürlichen Nullpegels im empfindlichsten Meßbereich bereits die durch die kosmische Ultra-Strahlung hervorgerufenen Luftschauer als Stromstöße bemerkbar, wie nebenstehend ersichtlich.



3. Meßbereich und Meßgenauigkeit

Die Meßwertanzeige der Dosisleistung erfolgt in der üblichen Maßeinheit mSv/h (mrem/h). Da beim unmittelbarem Umgang mit radioaktiven Stoffen in der Regel nur kurze Zeiten für die Durchführung der Arbeitsvorgänge benötigt werden, können die dabei zu erwartenden Dosen durch eine zusätzliche Skaleneinteilung in µSv/min (mrem/min) leichter abgeschätzt werden. Das Meßgerät ist für vier Meßbereiche x 1; x 10; x 10^2; x 10^3 ausgelegt; von 0-6 mSv/h (0-600 mrem/h) für den unteren (x 1) bis 0-6 Sv/h (0-600 rem/h) für den oberen Meßbereich (x 10^3). Um mit einem eingestellten Meßbereich auf bequeme Weise, d.h. auch ohne den Meßbereichsschalter an der Meßsonde umzuschalten, einen großen Meßbereich über zwei Größenordnungen erfassen zu können, ist als Besonderheit am Tragegriff des Grundgerätes eine mit x 0,1 gekennzeichnete Taste zur Erhöhung der Empfindlichkeit um eine Größenordnung vorgesehen. Der untere Meßbereich (x 1) von 0-100 µSv/min (0-10 mrem/min) wird z.B. bei gedrückter Taste (x 0,1) auf 0-10 µSv/min (0 ... 1 mrem/min) abgesenkt. Damit lassen sich z.B. bei 1/10 Vollausschlag des Anzeigeinstruments Dosisleistungen von 1 µSv/min = 60 µSv/h (0,1 mrem/min ≈ 6 mrem/h) noch gut messen.

Auf einen dem Meßverfahren anhaftenden Meßfehler sei kurz hingewiesen, obwohl dieser für die praktische Anwendung unerheblich ist. Beim Abgleichen der Geräte auf z.B. die Dosis durch ß-Strahlung in Gewebe weisen die Geräte für γ-Strahlung eine Überempfindlichkeit auf. Genau genommen setzt die Bestimmung der Gewebedosis in einem gemischten ßγ-Strahlungsfeld durch Messung der Dosis in einem Meßmedium außerhalb des Gewebes ein ebenfalls gewebeäquivalentes Meßmedium voraus. Diese Voraussetzung ist in der Praxis nur bedingt realisierbar.

Die die Dosis bestimmenden, energieabhängigen, physikalischen Größen - diese sind der Massen-Energieabsorptionskoeffizient η/ϱ und das Massen-Stoßbremsvermögen S/ϱ - sind zwischen Meßmedium M (z.B. Luft) und Gewebe G als Bezugsmedium geringfügig unterschiedlich. Die in Abb. 1 gezeigte Energieabhängigkeit des Dosisverhältnisses $q = D_M / D_{Gewebe}$ für Photonen q_γ und Elektronen q_β für verschiedene Materialien, bezogen auf Gewebe hat zur Folge, daß sich zwischen der außerhalb des Gewebes im Meßmedium gemessenen $\beta\gamma$-Gesamtdosis zu der zu bestimmenden $\beta\gamma$-Gesamtdosis im Gewebe ein systematischer Unterschied ergibt. Der durch die verschiedenen Materialien bedingte Dosisunterschied ist meßtechnisch als systematischer Meßfehler des Meßverfahrens zu betrachten.

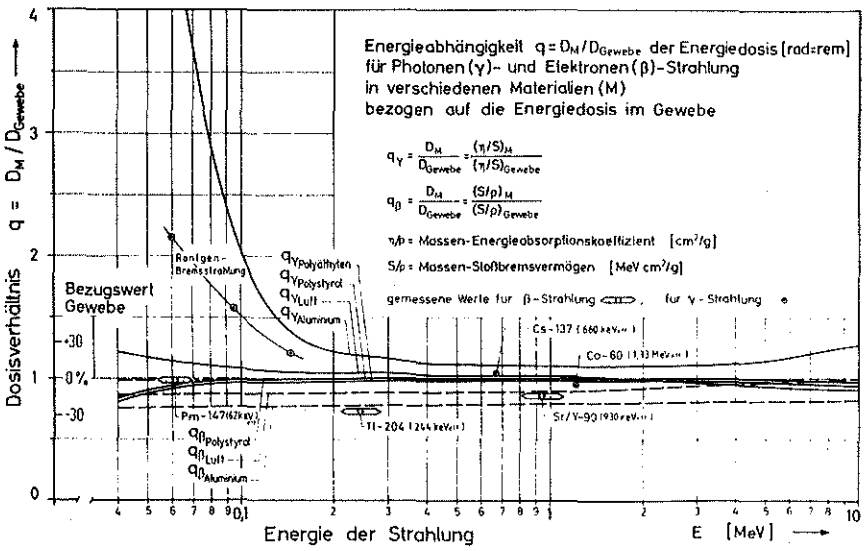


Abb. 1 Energieabhängigkeit des Dosisverhältnisses für Photonen- und Elektronenstrahlung in verschiedenen Materialien, bezogen auf die Gewebedosis

Gemäß der Definition in der Meßtechnik ergibt sich der relative Meßfehler δ als Differenz zwischen dem gemessenen Wert α_M und dem wahren Wert α_W, dividiert durch den wahren Wert

$$\delta = \frac{\alpha_M - \alpha_W}{\alpha_W} = \frac{\alpha_M}{\alpha_W} - 1 = q - 1$$

Damit erhält man für den relativen Meßfehler δ z.B. bezogen auf die β-Dosis im Gewebe:

$$\delta_{\beta} = \frac{q_\beta}{q_\gamma} - 1 = \frac{(\eta/\varrho)_M / (\eta/\varrho)_G}{\left[(S/\varrho)_M / (S/\varrho)_G\right]^{2}} - 1$$

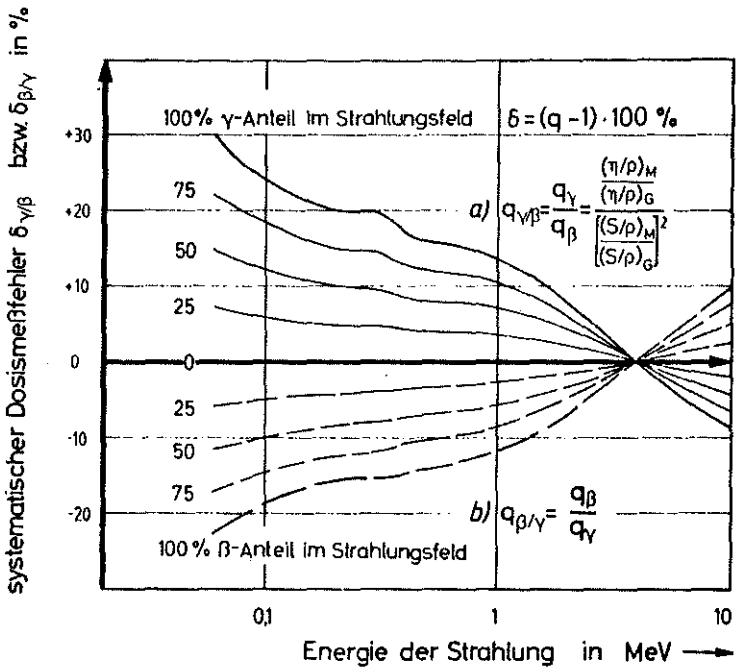


Abb. 2 Systematischer Meßfehler bei der Messung der Gesamtgewebedosis in einem gemischten $\beta\gamma$-Strahlungsfeld in Luft als Meßmedium
a) beim Abgleichen des Meßgerätes auf die β-Gewebedosis
b) beim Abgleichen des Meßgerätes auf die γ-Gewebedosis

Die Abb. 2 zeigt den allein durch verschiedene Medien bedingten systematischen Meßfehler für z.B. Luft als Meßmedium und Gewebe als Bezugsmedium. Ist das Gerät z.B. auf β-Dosis bei 1 MeV abgeglichen, so wird in einem 100 %-igen γ-Strahlenfeld die γ-Dosis bei dieser Energie um etwa 13 % überbewertet.

4. Messung der Dosisleistung bei verschiedenen Strahlungsfeldkonfigurationen

Für die Belange der vorsorglichen Strahlenschutzüberwachung genügt es, zwei Strahlenfeldkonfigurationen zu unterscheiden und diese bei Benutzung des Meßgerätes zu beachten.

1. Messungen in räumlich <u>homogenen Strahlungsfeldern</u> (Abb. 3, linkes Schema)

   Ein Strahlungsfeld ist räumlich als quasi homogen zu betrachten, wenn die Strahlungsintensität sich innerhalb eines räumlichen Bereichs, der den Abmessungen der Meßkammer (Durchmesser 3 cm, Tiefe 2 cm) entspricht, nur wenig ändert. Annähernd homogene Strahlungsfelder werden z.B. erzeugt von großflächigen, gleichmäßig strahlenden kontaminierten Flächen (Durchmesser $\geq$3 cm) oder von Punktquellen in größeren Abständen ($\geq$5 cm) von dem Endfenster der Meßkammer.

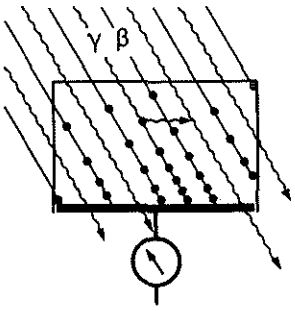
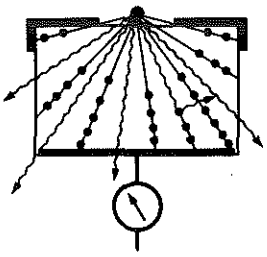
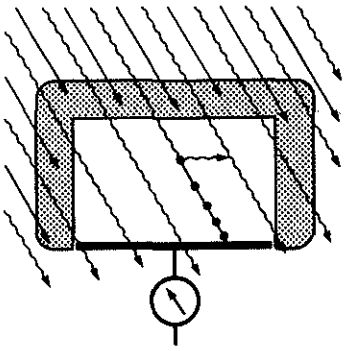
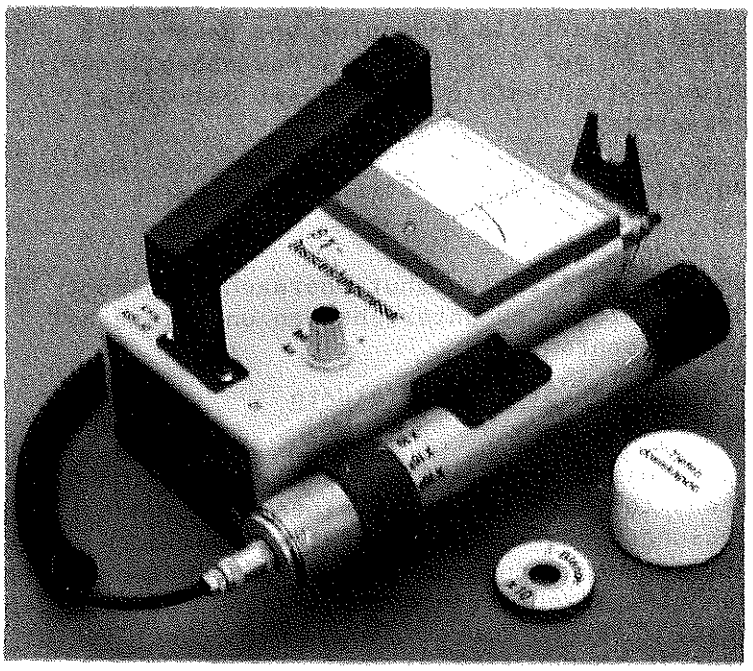
Hautdosisleistung in der normierten Gewebetiefe von 70 µm		γ-Tiefendosisleistung in der Gewebetiefe von 10 mm
ohne Zubehör	über die normierte Fläche von 1 cm^2 mit aufgesteckter β-Blende	mit aufgesteckter γ-Tiefendosiskappe
		
in Feldern quasi homogener Strahlungsdichte	in Feldern stark inhomogener Strahlungsdichte z.B. bei Berührung kleinflächiger radioaktiver Quellen	praktisch hinreichend unabhängig von der Konfiguration der Strahlungsfelder

Abb. 3 **Messung der gewebeäquivalenten Haut- und Tiefendosisleistung**



Meßsonde

- kleinvolumige Ionisationskammer mit Folienfenstern, 7 mg/cm^2
- hochempfindlicher Meßverstärker

Zubehör

- γ-Tiefendosiskappe
- β-Blende, Öffnung 1 cm^2

Abb. 4 **βγ-Dosisleistungsmesser DL 1**

Vom Meßgerät wird die am Ort der Meßkammer herrschende Ortsdosisleistung aus dem in Richtung der Achse der Meßsonde erfaßten Halbraum gemessen. Sie ist identisch mit dort auftretenden Hautdosisbelastungen. Der $\beta\gamma$-Dosisleistungsmesser ist mit ß-Strahlung, einer Sr 90/Y 90-Quelle kalibriert. Die ß- und γ-Strahlung wird additiv dosisäquivalent gemessen. Der Fehler durch die etwas höhere Empfindlichkeit für den γ-Anteil ist vernachlässigbar klein. Durch die Seitenfenster der Ionisationskammer wird die einfallende Strahlung hinreichend richtungsabhängig gemessen.

2. Messungen in räumlich <u>inhomogenen Strahlungsfeldern</u> (Abb. 3, mittleres Schema)

Ein Strahlungsfeld ist als inhomogen anzusehen, wenn sich die Strahlungsintensität innerhalb des Volumens der Meßkammer stark ändert. Dieses ist der Fall in der Nähe (Abstand ≤ 5 cm) kleinflächiger (Durchmesser ≤ 3 cm) bis punktförmiger Quellen. Entsprechend ungleichförmig ist die daraus resultierende Dosisbelastung der Haut. Um repräsentative Werte für Dosisbelastung der Haut zu erhalten, ist gemäß Vorschrift (StrlSchV) der Mittelwert über eine Fläche von 1 cm^2 in einer Gewebetiefe von 70 µm zu bestimmen. Entsprechend der Vorschrift der Bestimmung der Hautdosis ist bei Messungen in inhomogenen Strahlungsfeldern auf das Endfenster der Meßkammer eine <u>ß-Blende</u>, welche eine Öffnung von etwa 1 cm^2 besitzt, zu stecken. Um die über die Fläche gemittelte Dosisleistung mit für die Praxis hinreichender Genauigkeit zu erhalten, ist die vom Meßgerät angezeigte Dosisleistung mit dem Blendenfaktor x 10 zumultiplizieren, oder bei gedrückter Taste am Tragegriff direkt abzulesen. Die Anwendung der ß-Blende setzt, was in der Praxis in der Regel der Fall ist, voraus, daß der γ-Dosisanteil klein gegenüber dem ß-Anteil, oder die Fläche der Quelle <1 cm^2 ist.

Für die Strahlenschutzüberwachung ist es wegen der großen Reichweite der γ-Strahlung oft wichtig, in einfacher Weise noch zusätzlich neben der Gesamt-($\beta+\gamma$)-Dosis auch die γ-Dosis für sich zu erfassen. Praktisch vernünftig, wenn auch noch nicht international ausdiskutiert, ist die Dosis in einer Gewebetiefe von 10 mm (Tiefen-Äquivalentdosis) zu bestimmen. Da die Reichweite der meisten ß-Strahler kleiner 1 g/cm^2 ist, wird in dieser Tiefe praktisch nur die γ-Dosisleistung gemessen. Dieses ist in einfacher Weise dadurch erreicht, daß auf die Ionisationskammer (Abb. 3, rechtes Schema) ein aus gewebeäquivalentem Material bestehende sogenannte <u>γ-Tiefendosiskappe</u> aufgesteckt wird.

Abschließend sei vermerkt, daß nach den Erfahrungen der Benutzer das hier vorgestellte Gerät in seiner Konzeption als Handsonden-Ionisationskammer-Meßgerät genau den Erfordernissen der Routineüberwachung von Arbeiten in ß- und γ-Strahlungsfeldern entspricht. Da das Gerät offensichtlich wesentlich zum sicheren Umgang mit radioaktiven Stoffen vor Ort beiträgt, sehen wir uns auf Drängen der Bedarfsanforderer veranlaßt, eine weitere Kleinserie (mit auf 60 Sv/h (6000 rem/h) erweiterten oberen Meßbereich) zu bauen.

Beta-Gamma Mehrfachfingerdosimeter zur Erfassung der Äquivalentdosis der Haut

M. Keller
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Zur gesetzlich vorgeschriebenen Erfassung der Äquivalentdosis der Haut wurde in der KFA ein neues Beta-Gamma-Mehrfachfingerdosimeter entwickelt. Mit diesem Dosimeter läßt sich neben der Gamma-Dosis auch die oft mehr als eine Größenordnung höhere Beta-Dosis mit hinreichender Genauigkeit messen.

Bei der Messung der Hautdosis mit den KFA-Fingerdosimetern wird sowohl die unterschiedliche Dicke der Epidermis mit der an der Unterseite liegenden strahlenempfindlichen Basalschicht als auch die Eindringtiefe der Strahlung, die bei Betastrahlung extrem von der Energie abhängig ist, berücksichtigt. Hierzu sind die KFA-Fingerdosimeter mit einem TLD-Pack mit Beta-Fenster, bestehend aus mehreren hintereinandergeschichteten Thermolumineszenz-Detektorscheiben ausgerüstet. Je nach Einsatzzweck ist der TLD-Pack in Fingerlingen (FD3L), Fingerbändern (FD3B) oder Fingerringen (FD3R) eingebaut.

Durch die Ausstattung der KFA-Fingerdosimeter mit mehreren Detektorscheiben wird eine erheblich höhere Zuverlässigkeit bei der Dosisermittlung erreicht. Bei hohen Dosen ergeben sich wertvolle Zusatzinformationen für die dann erforderlichen Teilkörper-Dosisberechnungen sowie evtl. zu ergreifende Maßnahmen.

Abstract:

A new beta-gamma multiple finger dosemeter has been developed at the KFA for the statutory determination of the skin dose equivalent. In addition to the gamma dose, the beta dose, which is often higher more than one order of magnitude can also be measured by means of this dosemeter with sufficient precision.

Measurements of the skin dose using the KFA finger dosemeter take into consideration both the different thickness of the epidermis, with the basal layer sensitive to radiation situated at the lower surface, as well as the penetration depth of the radiation, which in the case of beta radiation is extremely dependent on energy. For this purpose, the KFA finger dosemeters are equipped with a TLD pack with a beta window, consisting of several thermoluminescence detector disks arranged one behind the other. Depending on the application, the TLD pack is incorporated in finger stalls (FD3L), finger bands (FD3B) or finger rings (FD3R).

Considerably greater reliability in determining the dose is achieved by equipping the KFA finger dosemeters with several detector disks. In the case of high doses valuable additional information is provided for the effective dose-equivalent calulations then necessary as well as possible measures to be undertaken.

1. Problemlage und Zielsetzung

Bei in Quellennähe durchzuführenden Tätigkeiten können die Hände, insbesondere die Finger, wenn auch nur kurzzeitig, in Bereiche sehr hoher Ortsdosisleistungen gelangen. Dabei überschreiten die Dosisleistungen in örtlich eng begrenzten Bereichen häufig den Grenzwert von Strahlenschutzsperrbereichen erheblich. Mit hohen Ortsdosisleistungen ist insbesondere dann zu rechnen, wenn die radioaktiven Stoffe in offener Form vorliegen und die Haut der β-Strahlung direkt ausgesetzt ist. Der hohe Dosisanteil der β-Strahlung wird leicht übersehen, da er auch bei vorsorglich durchgeführten Dosisleistungsmessungen vor Ort mit den üblichen Dosisleistungsmeßgeräten quantitativ nur unzulänglich erfaßbar ist.

Wegen der erheblichen Höhe des β-Dosisanteils soll dieses durch ein Beispiel verdeutlicht werden. An einer schwachen, kleinflächigen offenen Cs-137-Quelle von z.B. 330 kBq (8,9 µCi) mißt man mit dem in der Kernforschungsanlage Jülich entwickleten $\beta\gamma$-Dosisleistungsmesser DL1 in Oberflächennähe eine γ-Dosisleistung von 0,19 mSv/h und eine β-Dosisleistung von 43 mSv/h; die β-Dosisleistung ist also 225 mal höher als die γ-Dosisleistung.

Damit dürfte deutlich geworden sein, daß bei bestimmten Tätigkeiten der Messung der Hautdosis erhöhte Aufmerksamkeit beizumessen ist, um durch vorbeugende Maßnahmen evtl. Spätschäden der Haut von beruflich strahlenexponierten Personen ausschließen zu können. Insbesondere sind dabei die gesetzlichen Vorschriften genau zu beachten.

Gemäß § 63 (3) StrlSchV sind für die Ermittlung der Körperdosen amtliche Personendosimeter von der jeweilig zuständigen Landesmeßstelle zu verwenden. In Erweiterung hierzu sind nach der Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle (1) bei bestimmten Gegebenheiten zusätzliche Personendosimeter zu tragen. Dieses ist der Fall in "speziellen Überwachungsfällen, in denen das amtliche Dosimeter die zu messende Strahlung hinsichtlich Strahlenart, Energie- oder Dosisbereich oder infolge der Bauart ungenügend erfaßt". Weiter wird gefordert, daß "andere als amtliche Dosimeter den Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und die Bedingungen von § 72 StrlSchV erfüllen", d.h. sie müssen u.a. "den Anforderungen des Meßzwecks genügen". Hierzu einen Beitrag zu liefern war Ziel bei der Entwicklung der Mehrfach-Fingerdosimeter.

2. Meßphysikalische Ausgangslage

Neben der allgemeinen physikalischen Definition der Dosis bedarf es für die Hautdosis zusätzlich einer normativen Festlegung. Sie lautet gemäß StrlSchV: "Mittelwert der Äquivalentdosis über die kritische Fläche von 1 cm^2 im Bereich maximaler Äquivalentdosis in 70 µm (Weichgewebe) Tiefe". Zur Tiefe 70 µm ist anzumerken, daß die Lage der strahlenempfindlichen Basalschicht der Haut (Abb. 2 oben) je nach Körperstelle in Tiefen von 0,04 bis 1 mm liegen kann.

Ausgangspunkt der Arbeit war mit auf dem Markt erhältlichen, in der Praxis bewährten und in der Anschaffung und Verwendung kostengünstigen Thermolumineszenzdetektoren (TLD) durch eine geeignete Detektoranordnung und Bauart der Dosimeter der Meßvorschrift und dem Meßzweck der Hautdosis so gut wie möglich zu genügen. Für diese Aufgabenstellung eignen sich u.a. scheibchenförmige TLD vom Typ D-LiF-7 mit Schichtdicken von 0,13 mm (ca. 30 mg/cm^2) und 0,4 mm (ca. 90 mg/cm^2) der Firma Teledyne Isotopes Company. Mit den Scheibchendurchmesser von 12,7 mm (1,27 cm^2) läßt sich die von der Norm geforderte Meßfläche von 1 cm^2 (1,13 mm Ø) leicht erfüllen. Die Hautdosis in der Gewebetiefe von 70 µm enrgieunabhängig zu messen wird jedoch zu einem Problem, wenn die Reichweite der ß-Teilchen innerhalb der Schichtdicke der Detektorscheibchen ins Gewicht fällt. Da die Kalibrierung der Detektoren (um einen energieunabhängigen Kalibrierfaktor zu ererhalten) bei homogener Durchstrahlung (z.B. mit γ-Strahlung) erfolgt, werden die Dosismeßwerte, reichweiten- d.h. energieabhängig; für niederenergetische ß-Strahlung sind die Detektoren unterempfindlich.

Abb. 2 (mittlerer Teil) veranschaulicht quantitativ die durch die begrenzte Reichweiten der ß-Teilchen bedingte Abnahme der Dosis mit der Gewebetiefe für die drei typischen ß-Strahler:

Sr 90/Y 90 (0,54/2,27 MeV E_{max} 0,8 MeV E_{eff})

TL 204 (765 KeV E_{max}, 240 keV E_{eff})

Pm 147 (230 keV E_{max}, 60 keV E_{eff})

Da bei ß-Dosismessungen immer geometrische Konfigurationen mitspielen, wurde der Tiefendosisverlauf für zwei Bestrahlungsgeometrien (a) Punktquelle in 30 cm Abstand, b) Flächenquelle in Hautkontakt) dargestellt. Deutlich erkennbar ist der Abfall der Dosis mit der Gewebetiefe bei ß-Strahlen niedriger Energie bereits innerhalb weniger zehntel mm, wie z.B. bei Pm 147; also bereits im Schichtdickenbereich der zur Verfügung stehenden TLD-Scheibchen.

3. Das erste TLD-Scheibchen mit ß-Fenster

Es liegt nahe, die bereits erwähnte Unterempfindlichkeit der an sich für ß-Strahlung niedriger Energien zu dicken Detektor-Elemente dadurch zu verringern, daß man die zum Schutz der Detekoren erforderliche Verpackung auf der Strahleneintrittsseite mit einer möglichst dünnen Folie, einem "ß-Fenster", versieht. Die vorher in der Verpackung absorbierte Dosis wird nunmehr vom Detektor aufgenommen, die Anordnung gewinnt an Empfindlichkeit. Diese Verhältnisse wurden experimentell etwas genauer untersucht (2). Abb. 1 zeigt den systematischen Dosismeßfehler δ bezogen auf die gesuchte (wahre) Dosis in der Tiefe von 70 µm (d.h. hinter 7 mg/cm^2) in Abhängigkeit von der Dicke des ß-Fensters. Für den 0,4 mm dicke TLD (Abb. 1 links) liegt der verbleibende Dosismeßfehler selbst bei dünnem ß-Fenster von 1 mg/cm^2 für Pm 147 bei -70 %; mit der üblichen 5 mg/cm^2 dicken Verpackung bei -85 %. Bei einem Fehler von -85 % liegt die wahre Haut-

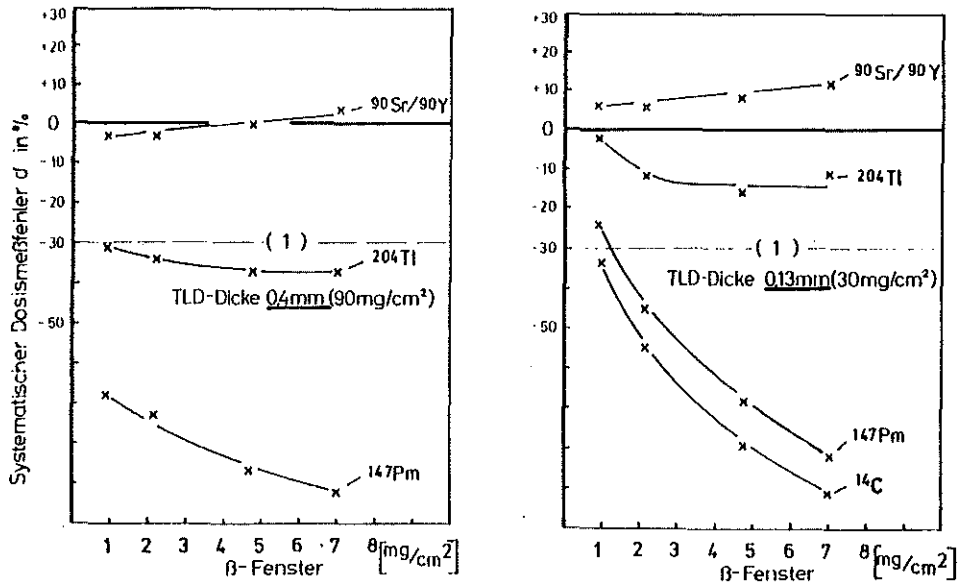


Abb. 1 Systematischer relativer Dosismeßfehler bei Messung der Hautdosis mit Thermolumineszenzdetektoren (TLD) der Dicke 0,4 mm (links) und 0,13 mm (rechts) in Abhängigkeit von der Flächenbelegung des ß-Fensters

dosis um den Faktor 6,6 höher als die gemessene Dosis. Ein derartig dicker Detektor ist also zur Messung der Hautdosis niederenergetischer ß-Strahler unbrauchbar. Ganz anders liegen die Verhältnisse bei Verwendung des 0,13 mm dicken TLD (Abb. 1 rechts). Der Meßfehler vermindert sich für Pm 147 bzw. C 14 von ca. -85 % mit einem 7 mg/cm^2 ß-Fenster auf ca. -30 % mit einem 1 mg/cm^2 ß-Fenster. Für ß-Strahler höherer Energie wird der Meßfehler vernachlässigbar klein. Der verbleibende Fehler von -30 % für niederenergetische ß-Strahlung (Pm 147 bzw. C 14) entspricht der unteren Fehlergrenze für amtlich gemessene Dosiswerte für Photonen (γ). Die für ß-Dosismessung erreichte Meßgenauigkeit kann mithin als ausreichend betrachtet werden.

Weiter ist noch zu prüfen, ob mit dem 0,13 mm dicken TLD die für erforderlich gehaltene Dosis-Nachweisgrenze erreicht wird. Frühere Messungen haben ergeben, daß die Nachweisgrenze bei ca. 1,5 mSv (150 mrem) mit 2σ Vertrauensgrenze liegt. Dies entspricht etwa 1/30 des "monatlichen Dosisgrenzwerts" von 60 mSv (6 rem) für die Haut der Hände; eine sicher ausreichende untere Meßgrenze. Mit diesen Ergebnissen kann das Problem der Messung der Handdosis in der Tiefe von 70 µm mit den 0,13 dicken TLD vom meßtechnischen Standpunkt aus als gelöst betrachtet werden. Für die 0,4 mm dicken TLD-Scheibchen wurde eine 2σ Nachweisgrenze von 0,2 mSv (20 mrem) gemessen.

4. Zweck des zweiten und dritten TLD-Scheibchens

Der eigentliche Anlaß, hinter dem 1. TLD-Scheibchen ein zweites anzuordnen, ergab sich aus der Praxis. Bei der Beurteilung einer gemessenen Dosis, insbesondere in Fällen hoher Werte, ist eine Vergewisserung durch einen zweiten Meßwert sehr hilfreich. Mit dem zusätzlichen zweiten Meßwert wird die Zuverlässigkeit der Dosisbestimmung mit Thermolumineszenzdetektoren ganz wesentlich verbessert. Zweifel an der Richtigkeit der Dosismeßergebnisse werden nunmehr nicht mehr laut.

Wird noch ein drittes TLD-Scheibchen hinzugenommen, so läßt sich mit den drei Dosismeßwerten durch Extra- und Interpolation in etwa der Tiefendosisverlauf der Strahlenexposition ermitteln. In Kenntnis des Tiefendosisverlaufes und unter Berücksichtigung der realen Dicke der Epidermis an der exponierten Stelle ist in Fällen überhoher Exposition eine zuverlässige ärztliche Beurteilung für evtl. zu ergreifende Maßnahmen und den daraus evtl. zu ziehenden Konsequenzen möglich.

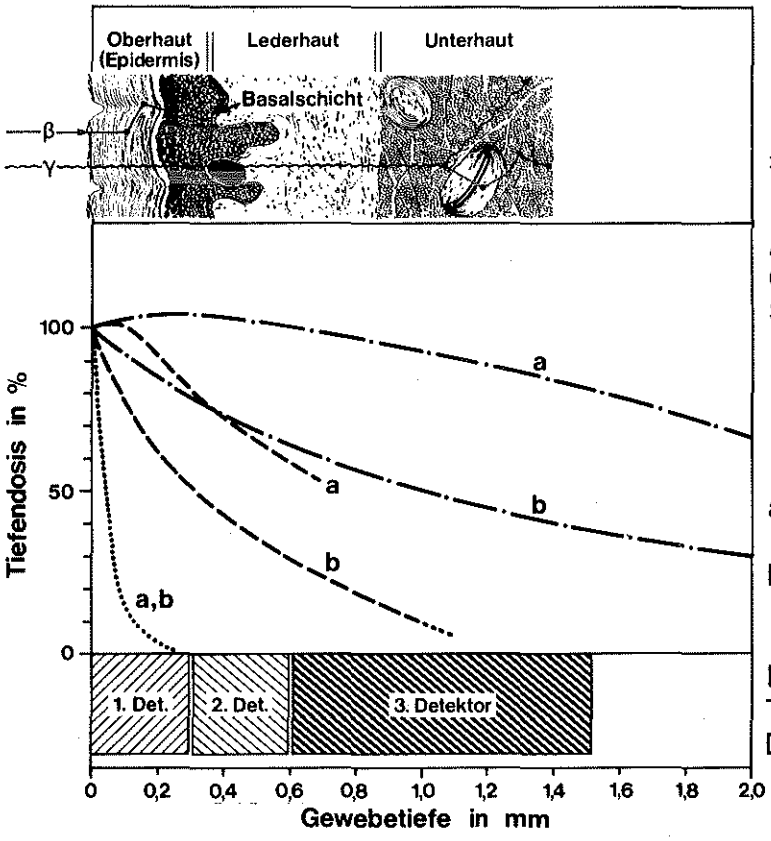
In Abb. 2 (unten) ist in Angleichung an die Dosisabnahme mit der Gewebetiefe für den Umgang mit relativ niederenergetischen β-Strahlern eine Dickenfolge von 0,13; 0,13; 0,4 mm für die TLD gewählt. (Wegen der Vergleichbarkeit wurde die Dichte der TLD auf die des Gewebes umgerechnet).

5. Ausführungsformen der Mehrfach-Fingerdosimeter

Entscheidend für den Einsatz der Fingerdosimeter ist eine vom Benutzer akzeptierbare Ausführungsform. Eine solche zu finden, die die Tätigkeit wenig behindert, scheint trotz vieler Versuche schwer zu sein; dabei darf freilich nicht übersehen werden, daß jedwede Ausführungsform zu einer gewissen Behinderung führt. Unabhängig von der bestehenden Vorschrift, an der Stelle stärkster Exposition - also in der Regel an einem Finger - zusätzlich ein Dosimeter zu tragen, wird es Aufgabe bleiben, die zu überwachenden Personen von der Notwendigkeit des Tragens von Fingerdosimetern zu überzeugen.

Für die vorgeschlagene Mehrfach-Detektoranordnung, die in Abb. 3 (oben) als Schema dargestellt ist, galt es, geeignete Halterungen sowohl für den TLD-Pack wie auch am Finger zu finden. Für die Erprobung in Trageversuchen wurden drei mit einfachen Mitteln herstellbare Ausführungsformen bzw. Bauarten gewählt. Bezogen auf die Art der Halterung am Finger sind es die in Abb. 3 (unten) dargestellten Bauarten: Fingerling, Fingerring und Fingerband.

Beim "Fingerling" wird der in einer Kapsel gefaßte TLD-Pack in einen mit einem entsprechenden Loch versehenen Gummi-Fingerling eingesetzt. Als Fingerlinge eignen sich die von Gummihandschuhen abgeschnittenen Finger.



Hautschnitt mit der strahlenempfindlichen Basalschicht; je nach Körperstelle in einer Tiefe von 0,04 bis 1 mm.

Abnahme der Dosis mit der Gewebetiefe für Beta-Strahler.

—·—·— Sr 90 + Y 90;

— — — Tl 204

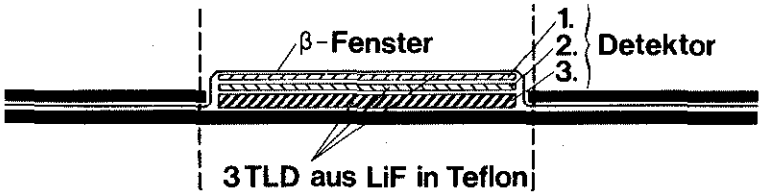
····· Pm 147

a) Punktquelle in 30 cm Abstand.

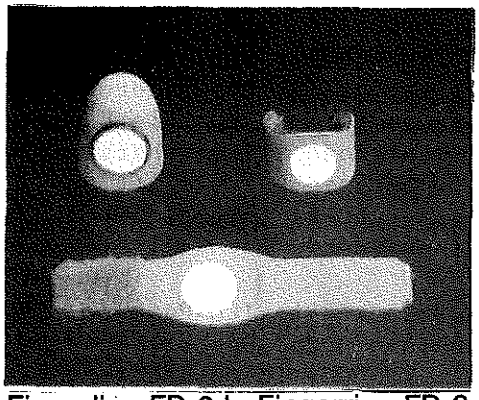
b) Flächenquelle in Hautkontakt.

hintereinandergeschichtete Thermolumineszenz-Detektorscheibchen.

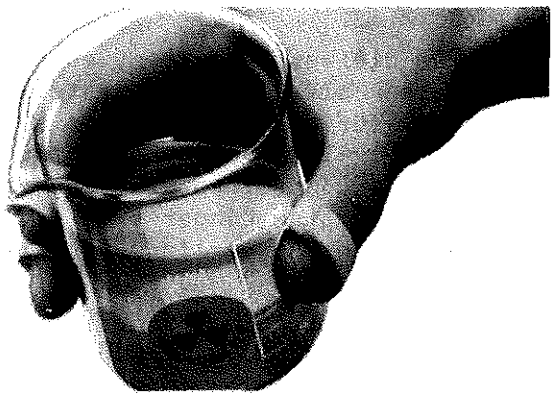
Abb. 2 **Wirkungsweise der Mehrfachfingerdosimeter**



Schema des TLD-Pack.



Fingerling FD 3 L, Fingerring FD 3 R, Fingerband FD 3 B.



Tragebeispiel

Abb. 3 **Ausführungsmuster** der Mehrfach-Fingerdosimeter

Beim "Fingerring" dient als Halterung ein offener, leicht auf die Stärke des Fingers anpaßbarer, breiter Ring, z.B. ein dünner Aluminiumstreifen. Der TLD-Pack wird durch ein gelochtes Klebeband auf dem Ring gehalten, innen ist der Ring ausgepolstert.

Das "Fingerband" stellt eine vollelastische Ausführungsform dar. Der TLD-Pack wird durch zwei Klebebänder gefaßt. Das obere Band ist mit einem Loch für das ß-Fenster, das untere mit einer abziehbaren Bodenlasche versehen. Zum Schließen des Bandes dient ein Klettverschluß.

Nach über längere Zeit durchgeführten Trageversuche werden nunmehr in der Kernforschungsanlage Jülich in etwa 30 speziellen Überwachungsfällen Mehrfachdosimeter in der Routineüberwachung verwendet. Die praktische Erfahrung zeigt, daß allein schon der Gewinn an Meßsicherheit den Einsatz von Mehrfachfingerdosimetern überall dort, wo merkliche Hautdosisbelastungen nicht ausgeschlossen werden können, rechtfertigt.

Literatur

(1) Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle
GMBl 1978 Nr. 22, S. 348 - 354

(2) Heinzelmann, M.; Schüren, H.; Keller, M.
Dosemeter for Determining skin Dose
Radiation Protection Dosimetry 2 (1982) 115 - 118

Ortsdosisleistung vor kontaminierten Flächen

M. Heinzelmann
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Die Ortsdosisleistung vor kontaminierten Flächen ist in vielen Fällen unerwartet hoch, da die ionisierende Strahlung im allgemeinen nicht abgeschirmt wird. Die hohen Werte der Ortsdosisleistung sind vor allem durch β-Strahlung verursacht. So beträgt unmittelbar (in 1 cm Abstand) vor einer großflächigen Kontamination, deren Wert gleich dem Grenzwert für Flächenkontaminationen in Kontrollbereichen ist (37 Bq/cm^2 bzw. 10^{-3} µCi/cm^2), die durch β-Strahlung erzeugte Dosisleistung etwa 100 µSv/h (10 mrem/h). Die durch γ-Strahlung erzeugte Ortsdosisleistung kann gegenüber diesem Wert im allgemeinen vernachlässigt werden. Sie beträgt in 1 cm Abstand von einer mit 37 Bq/cm^2 (10^{-3} µCi/cm^2) kontaminierten Kreisfläche von 1 m Durchmesser nur etwa 2,5 µSv/h ($\frac{1}{4}$ mrem/h).

Zur Abschätzung der Ortsdosisleistung vor kontaminierten Flächen wurde diese berechnet für β-Strahler unterschiedlicher Maximalenergie und für verschiedene Abstände vor unterschiedlich großen, kontaminierten Flächen. Die Ergebnisse sind in Diagrammen zusammengestellt. Für die Praxis sind diese Werte von besonderer Bedeutung, da vielfach noch keine geeigneten Dosimeter für β-Strahlung benutzt werden.

Abstract:

The dose rate in front of contaminated surfaces is unexpectedly high in many cases, since ionizing radition is not shielded. The high dose rates are caused primarily by β-radiation. For example, the β-dose rate is approximately 100 $\frac{\mu Sv}{h}$ (10 $\frac{mrem}{h}$) at a distance of 1 cm in front of a large surface contaminated with 37 Bq/cm^2 (corresponding the limit of surface contamination in controlled areas). In comparison, the γ-dose rate can be generally neglected. It amounts to only about 2.5 µSv/h ($\frac{1}{4}$ mrem/h) at a distance of 1 cm in front of a circular surface of 1 m diameter contaminated with 37 Bq/cm^2 (10^{-3} µCi/cm^2).

For determining the dose rate in front of contaminated surfaces, this dose rate was calculated for β-emitters of different maximum energy and for various distances from contaminated surfaces of different size. The results are compiled in diagrams. These values are of particular significance, since suitable dosemeters for β-radiation are not yet used very often in practice.

1. Einleitung

Die Dosisleistung vor kontaminierten Flächen kann erheblich größer sein, als vielfach angenommen wird. Ursache hierfür ist die bei Oberflächenkontaminationen nicht abgeschirmte ß-Strahlung. Nahe vor kontaminierten Flächen ist vielfach die durch ß-Strahlung erzeugte Dosisleistung 50 mal größer als die durch γ-Strahlung erzeugte Dosisleistung. Durch die ß-Strahlung bedingt, beträgt z.B. in 10 cm Abstand vor einer gleichmäßig mit 0,37 Bq/cm^2 Sr-90/Y-90 kontaminierten, ebenen Fläche von 100 cm Durchmesser die Dosis (Hautdosis) im Jahr 4,2 mSv. Die Oberflächenkontamination in diesem Beispiel entspricht dem Grenzwert für Flächenkontaminationen außerhalb von betrieblichen Überwachungsbereichen. Die Dosis 4,2 mSv im Jahr ist erheblich größer als der Wert der zulässigen Jahresdosis (1,8 mSv für die Haut) an der Grenze des außerbetrieblichen Überwachungsbereiches.

Da geeignete Dosimeter für ß-Strahlung noch nicht allgemein verbreitet sind, ist es erforderlich, die Dosisleistung vor kontaminierten Flächen abschätzen zu können.

2. Abschätzung der Ortsdosisleistung

Die Berechnung der Ortsdosisleistung ist insbesondere bei ß-Strahlung nur in wenigen Fällen ohne großen mathematischen Aufwand möglich. Zur Abschätzung der Ortsdosisleistung vor kontaminierten Flächen wird deswegen hier nur der maximale Wert der Ortsdosisleistung in verschiedenen Abständen vor gleichmäßig kontaminierten Kreisflächen berechnet.

2.1 Ortsdosisleistung erzeugt durch γ-Strahlung

Für die durch γ-Strahlung erzeugte Dosisleistung in der Umgebung einer punktförmigen Quelle gilt ein quadratisches Abstandsgesetz. Bei ausgedehnten Quellen läßt sich die Dosisleistung berechnen durch Integration über den Ort der Strahlenquelle. So gilt für die durch γ-Strahlung erzeugte Ortsdosisleistung $\dot{H}_\gamma(x,R)$ im senkrechten Abstand x vom Mittelpunkt einer kreisförmigen, kontaminierten Fläche mit dem Radius R

$$\dot{H}_\gamma(x,R) = 2\pi a Q \int_0^R \frac{i_\gamma \cdot r}{x^2 + r^2}\, dr = \pi a\, i_\gamma Q \ln \frac{R^2 + x^2}{x^2} \qquad (1)$$

Dabei sind i_γ die spezifische Gammastrahlenkonstante, a=A:F die flächenbezogene Aktivität (A=Aktivität, F=Fläche) und Q=1 Sv/Gy der Qualitätsfaktor. Werte für i_γ sind für verschiedene Nuklide berechnet (1). Für unbekannte Nuklide kann mit dem Wert i_γ=0,235.10^{-12} Gy m^{2}h^{-1}Bq^{-1} (entsprechend 1 R m^{2}h^{-1}Ci^{-1}) die γ-Dosisleistung abgeschätzt werden.

2.2 Ortsdosisleistung erzeugt durch ß-Strahlung

Analog wie γ-Strahlung kann auch ß-Strahlung behandelt werden. Zusätzlich muß bei ß-Strahlung die Rückstreuung von der Unterlage berücksichtigt werden. Bei ß-Strahlung sollte die Ortsdosisleistung gleichgesetzt werden der Äquivalentdosisleistung in der Haut, d.h. in einer Gewebetiefe von 70 µm. Es gilt dann für die durch ß-Strahlung erzeugte

Ortsdosisleistung $\dot{H}_\beta(x,R)$ im Abstand x mitten vor einer kontaminierten Kreisfläche mit dem Radius R

$$\dot{H}_\beta(x,R)=2\pi a F_R s Q \int_0^R \frac{i_\beta \cdot r}{x^2+r^2}\,dr \qquad (2)$$

Dabei sind i_β die β-Punktquellendosisleistungsfunktion, a die flächenbezogene Aktivität, F_R der Rückstreufaktor der Unterlage, s=1,138 das relative Massenbremsvermögen Luft-Gewebe und Q=1 Sv/Gy der Qualitätsfaktor. i_β ist eine Funktion der flächenbezogenen Masse der Luft zwischen Aufpunkt und Quelle. Mit Hilfe von i_β wird die Absorption der β-Strahlung in der 70 µm dicken Gewebeschicht vor dem Aufpunkt näherungsweise berücksichtigt durch Vergrößerung der flächenbezogenen Masse in der Luft zwischen Aufpunkt und Quelle um 7:cos α mg/cm^2*. Da i_β eine Funktion der flächenbezogenen Masse der Luft zwischen Aufpunkt und Quelle ist, kann das Integral in Gleichung (2) nur numerisch gelöst werden. Für unendlich ausgedehnte Flächen sind entsprechende Rechnungen von Cross (2)(3) durchgeführt worden, ohne daß allerdings die Rückstreuung von der Unterlage und die 70 µm Gewebeschicht vor dem Aufpunkt berücksichtigt wurden. Mit Hilfe der Tabellen von Cross für Punktquellen (2) wurde für 19 Nuklide mit nur einem Partialspektrum die Dosisleistung nach Gleichung (2) berechnet für verschiedene Abstände x und verschiedene Durchmesser der kontaminierten Fläche. Zur Berechnung wurde das Integral zerlegt in eine Summe von Integralen mit annähernd konstantem Wert von i_β. Die Ergebnisse sind dargestellt in den Abbildungen 1-7 als Funktion der β-Maximalenergie. Für einige ausgewählte Nuklide sind die Ergebnisse noch als Funktion des Abstandes von der Quelle und des Durchmessers der kontaminierten Fläche angegeben (Abb. 8-10).

Für Nuklidgemische oder Nuklide mit mehreren β-Partialspektren gilt

$$\dot{H}_\beta(x,R)=a\cdot\sum_{i=1}^{n} p_i\left(\frac{\dot{H}_\beta(x,R)}{a}\right)_i \qquad (3)$$

Der Index i kenzeichnet bei einem Nuklidgemisch das Nuklid und bei einem β-Strahler mit mehreren Partialspektren das entsprechende Partialspektrum. p_i ist der Bruchteil der Aktivität des i-ten Nuklids an der Gesamtaktivität bzw. der Bruchteil der Zerfälle, in denen ein zum i-ten Partialspektrum gehörendes β-Teilchen ausgesandt wird. Es gilt

$$\sum_{i=1}^{n} p_i = 1 \qquad (4)$$

2.3 Ortsdosisleistung erzeugt durch Positronen

Die Angaben in den Abbildungen 1 bis 10 gelten auch für Positronen. Die Unterschiede bei der elastischen und inelastischen Streuung von Positro-

---

*Zur Berechnung der Hautdosisleistung wird die Hautoberfläche parallel zur kontaminierten Fläche angenommen. α ist der Winkel zwischen der Normalen auf die Hautoberfläche und der Verbindung des Aufpunktes mit den einzelnen Punkten der kontaminierten Fläche.

nen und Elektronen sind so gering, daß bei der Berechnung der Ortsdosisleistung vor kontaminierten Flächen zwischen diesen Strahlenarten nicht unterschieden zu werden braucht (4). Die zusätzlich bei Positronen auftretende Vernichtungsstrahlung erhöht die Ortsdosisleistung im allgemeinen nur unwesentlich und kann wie γ-Strahlung berücksichtigt werden.

3. Diskussion

Die in dieser Arbeit verwendeten ß-Punktquellendosisleistungsfunktionen sind berechnet worden unter der Annahme, daß der Energieverlust eines ß-Teilchens an jedem Punkt seiner Bahn gleich dem mittleren Energieverlust ist, der nach Bethe berechnet werden kann (5). Statistische Streuung der Energieverluste und Bremsstrahlung sind vernachlässigt worden.

Cross (6) hat gezeigt, daß für ß-Strahler mit Maximalenergien zwischen 0,15 und 3,58 MeV die Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung besser als ± 4 % ist bis zu Abständen von der Strahlenquelle, bei denen 95 % der Energie der ß-Strahlung absorbiert ist. Nahe des Endes der Reichweite der ß-Strahlung treten wegen der in der Theorie nicht berücksichtigten statistischen Streuung der Energieverluste größere Unterschiede zwischen Experiment und Theorie auf.

Die in dieser Arbeit verwendeten ß-Punktquellendosisleistungsfunktionen gelten nur in einem homogenen Medium und nicht bei Anwesenheit mehrerer verschiedener Materialien. Es konnte aber mit Hilfe einer Monte-Carlo-Rechnung gezeigt werden, daß sich die Tiefendosisverteilung in Gewebe, das sich in festem Abstand vor einer großen kontaminierten Fläche befindet, gut mit den von Cross (2) berechneten Werten beschreiben läßt. Die Unterschiede zwischen beiden Methoden sind kleiner als 10 % (7).

Bei den in dieser Arbeit durchgeführten Rechnungen wurde die Rückstreuung der ß-Teilchen durch das kontaminierte Material beschrieben durch einen Rückstreufaktor F_R=1,35. Dieser Faktor gilt für die Zahl rückgestreuter Elektronen von einer polierten Aluminiumfläche. Der Rückstreufaktor ist wenig vom Material abhängig. Er ist für Kupfer gleich 1,49, für Silber gleich 1,55 und für Gold gleich 1,67 (8). Die Abhängigkeit des Rückstreufaktors von der Energie der ß-Strahlung ist gering (8) und kann bei den hier durchgeführten Abschätzungen vernachlässigt werden.

Da der Rückstreufaktor F_R für die Zahl der rückgestreuten Elektronen gilt und da die Energie rückgestreuter Elektronen geringer ist als die ungestreuter Elektronen, ist anzunehmen, daß die Dosisleistung in der Haut bei den hier durchgeführten Rechnungen geringfügig überschätzt wird.

Bei der Abschätzung der Dosisleistung vor kontaminierten Flächen anhand der Abbildungen 1-10 sind größere Unterschiede zwischen den abgeschätzten Werten und den tatsächlich vorhandenen Dosisleistungen nicht immer auszuschließen. Diese Unterschiede dürften nur in geringem Umfang auf den oben diskutierten Voraussetzungen zu den Rechnungen beruhen und auf der Tatsache, daß die Rechnungen nur für eine Luftdichte (ρ=1,205 mg/cm^2) gelten. Die Unterschiede sind hauptsächlich dadurch verursacht, daß der Wert der Oberflächenkontamination nur ungenau bestimmt werden

kann (±20 bis ± 30 % genau bei unbekanntem Nuklid), daß die Kontamination nicht gleichmäßig auf der kontaminierten Fläche verteilt ist und daß die kontaminierte Fläche keine Kreisfläche darstellt.

4. Literatur

(1) Nachtigall, D.
Table of specific gamma ray constants,
München 1969

(2) Cross, W.G.
AECL-2793 (1967)

(3) Cross, W.G.; Ing. H.; Freedmann, N.O. und Mainville, J.
AECL-7617 (1982)

(4) Berger, M.J.
Journal of Nuclear Medicine 12, Suppl. No. 5 (1971)

(5) Spencer, L.V.
National Bureau of Standards Monograph No. 1, (1959)

(6) Cross, W.G.,
Can. J. Phys. 45, 2021 (1967)

(7) Rohloff, F. und Heinzelmann, M.
Vortrag auf dem International Symposium on Beta Dosimetry,
Washington, 14.-18. Febr. 1983

(8) Tautenhahn, F.; Pütz, W. und von Erichsen, L.
BMBW-FBK 70-08 A (1970)

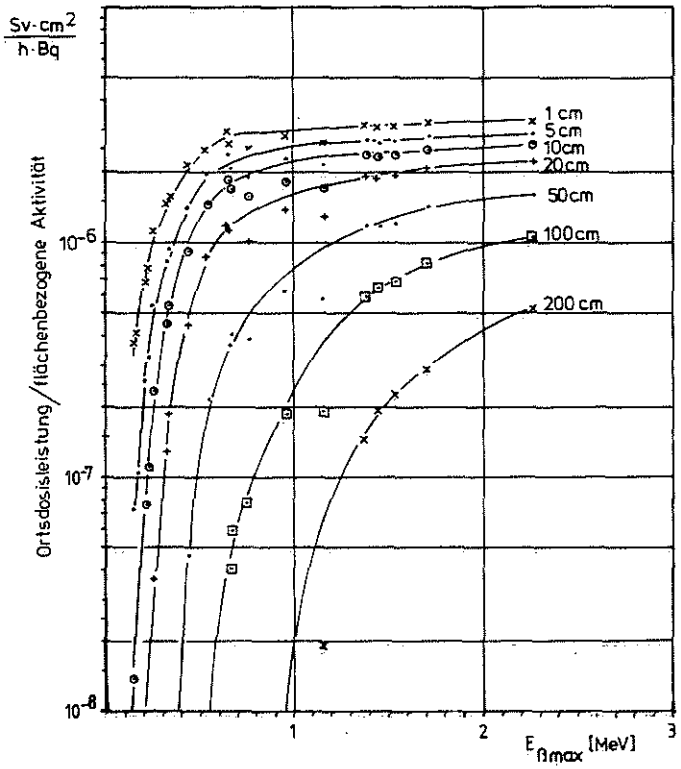


Abb. 1: Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² vor einer kontaminierten Fläche als Funktion der Maximalenergie der ß-Strahlung für verschiedene Abstände von einer unendlich ausgedehnten Flächenquelle
Parameter: Abstand von der Quelle

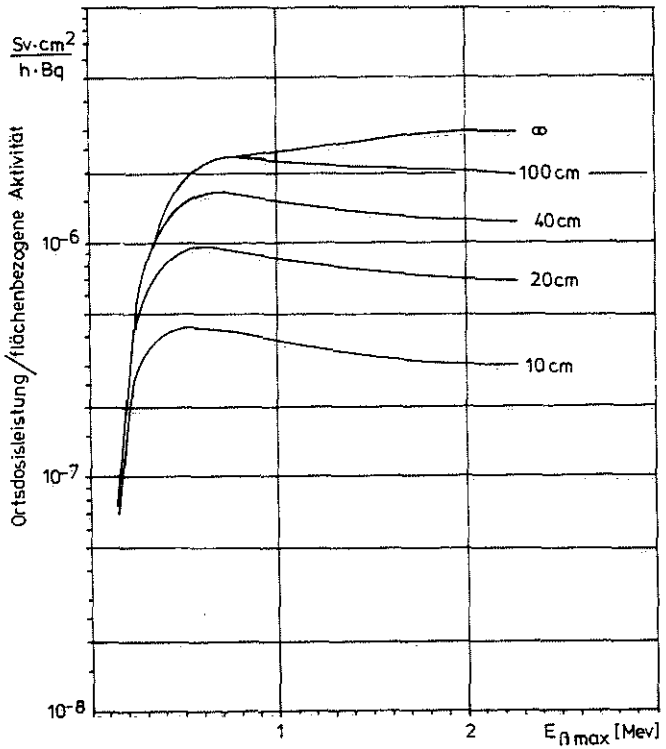


Abb 2: Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² in 5 cm Abstand von einer kontaminierten Fläche als Funktion der Maximalenergie der ß-Strahlung
Parameter: Durchmesser der Fläche

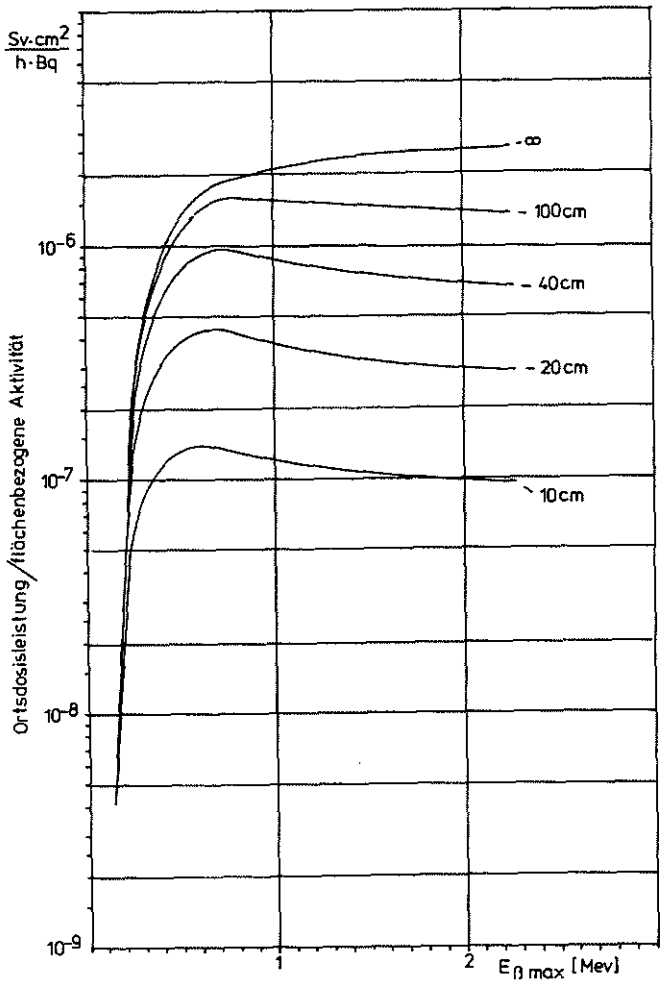


Abb.3: Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² in 10 cm Abstand von einer kontaminierten Fläche als Funktion der Maximalenergie der ß-Strahlung
Parameter: Durchmesser der Fläche

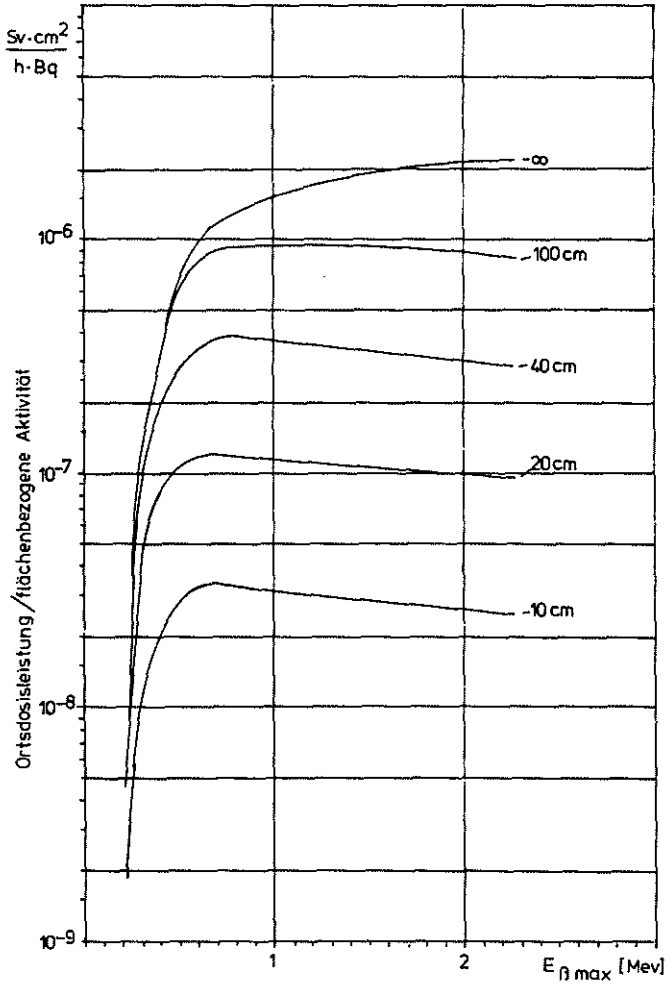


Abb.4: Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² in 20 cm Abstand von einer kontaminierten Fläche als Funktion der Maximalenergie der ß-Strahlung
Parameter: Durchmesser der Fläche

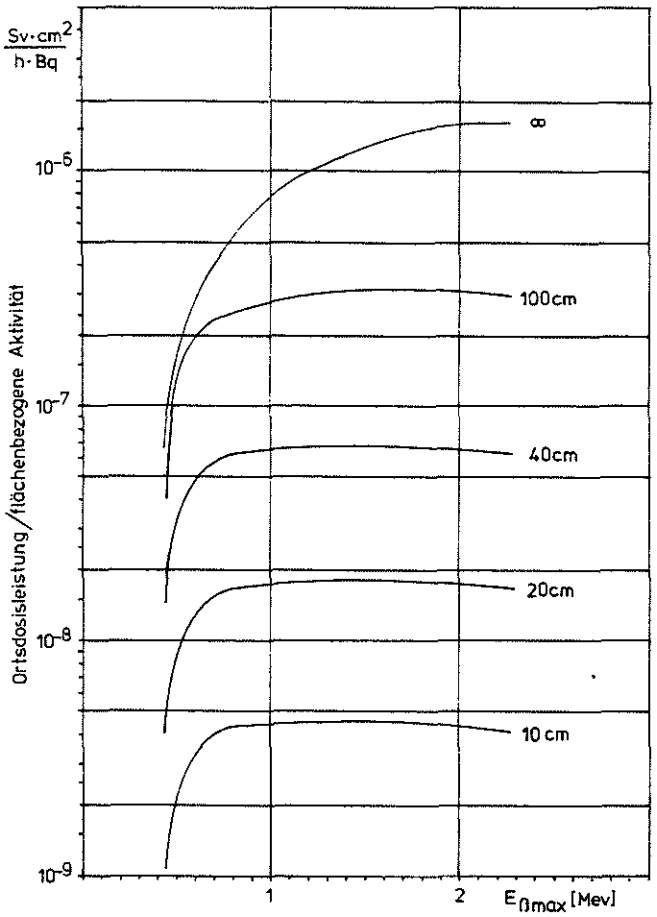


Abb 5: Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² in 50 cm Abstand von einer kontaminierten Fläche als Funktion der Maximalenergie der ß-Strahlung
Parameter: Durchmesser der Fläche

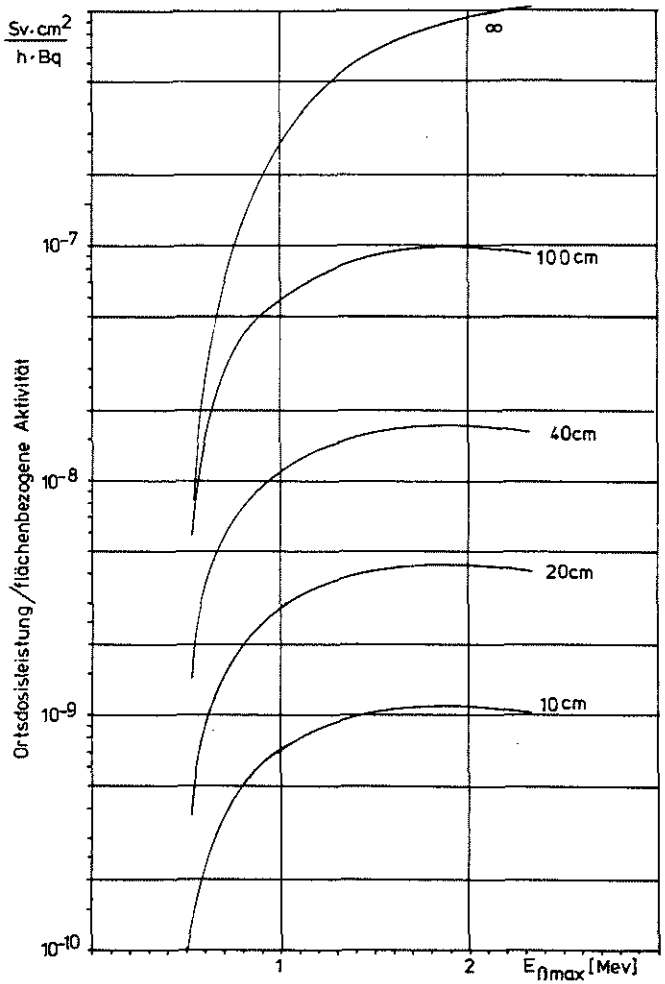


Abb 6: Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² in 100 cm Abstand von einer kontaminierten Fläche als Funktion der Maximalenergie der ß-Strahlung
Parameter: Durchmesser der Fläche

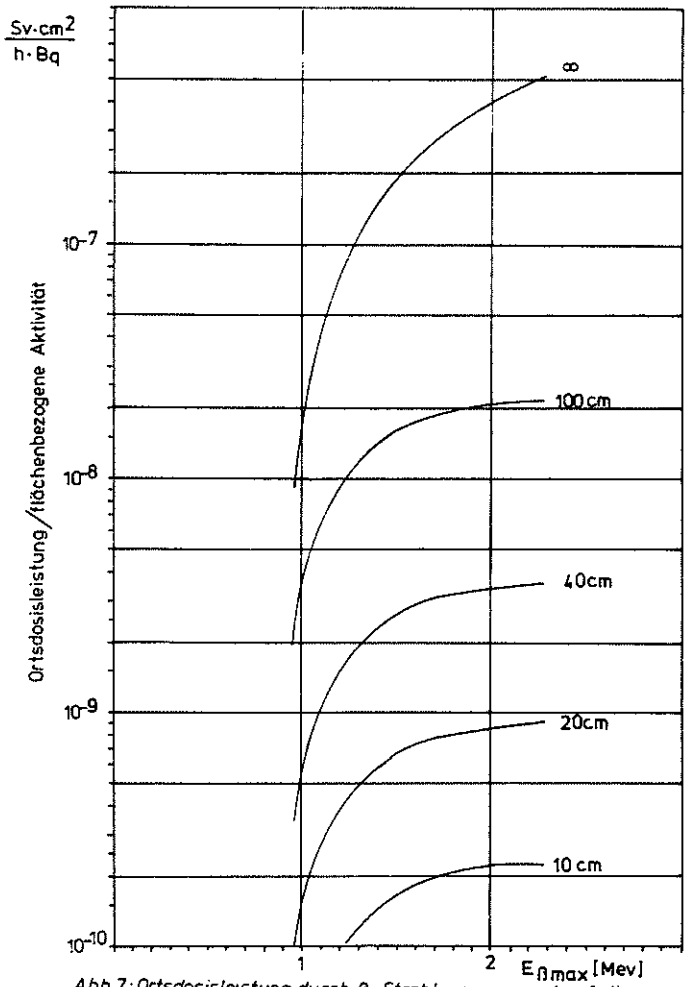


Abb 7 · Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² in 200 cm Abstand von einer kontaminierten Fläche als Funktion der Maximalenergie der ß-Strahlung
Parameter: Durchmesser der Fläche

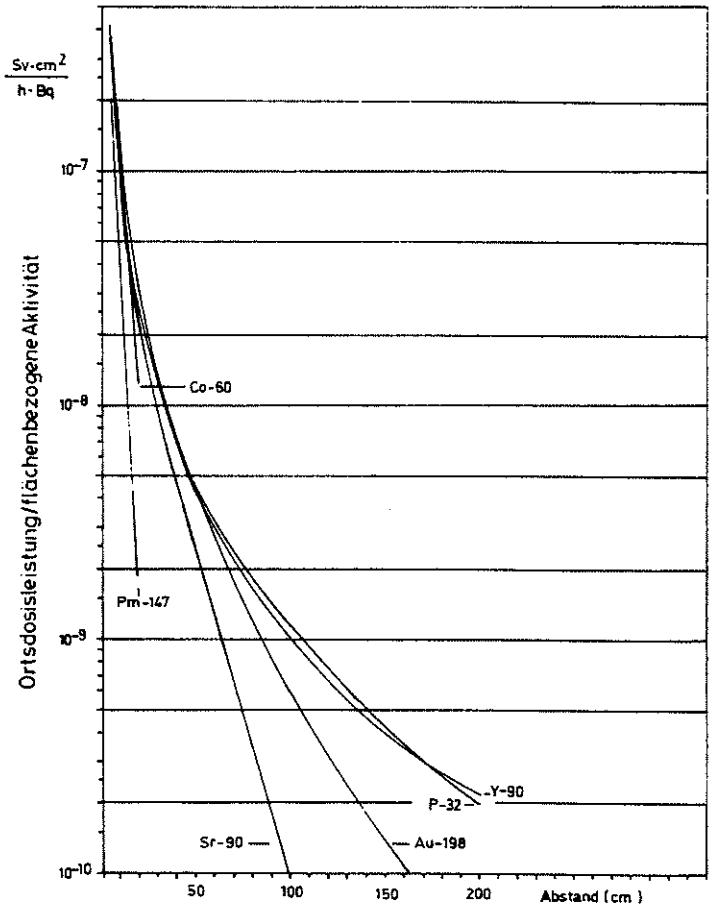


Abb 8: Ortsdosisleistung durch ß-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² als Funktion des Abstandes für eine kontaminierte Fläche von 10 cm Durchmesser

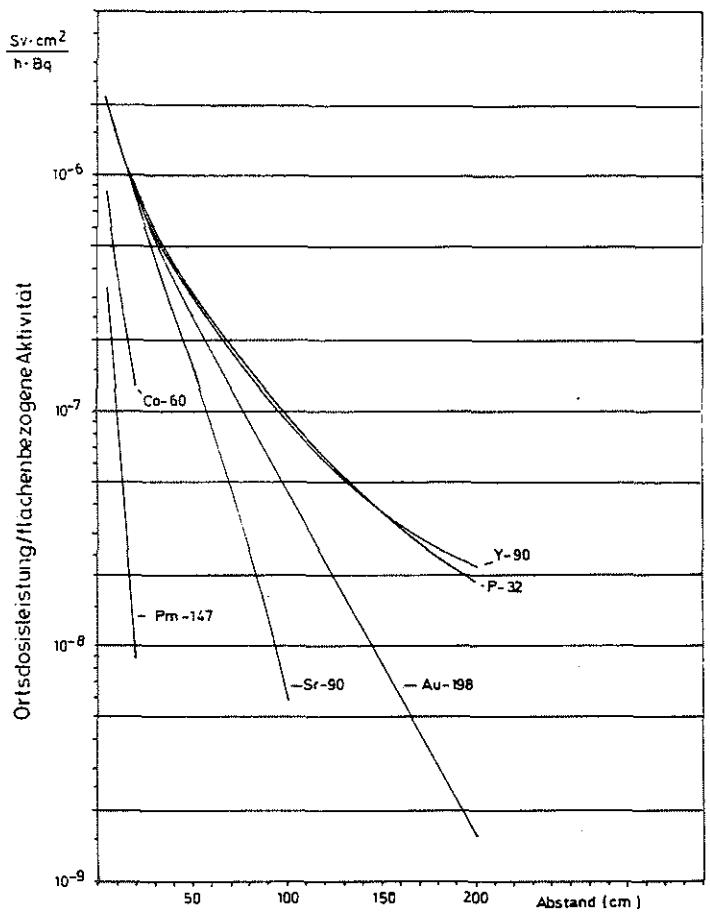


Abb.9: Ortsdosisleistung durch β-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² als Funktion des Abstandes für eine kontaminierte Fläche von 100 cm Durchmesser

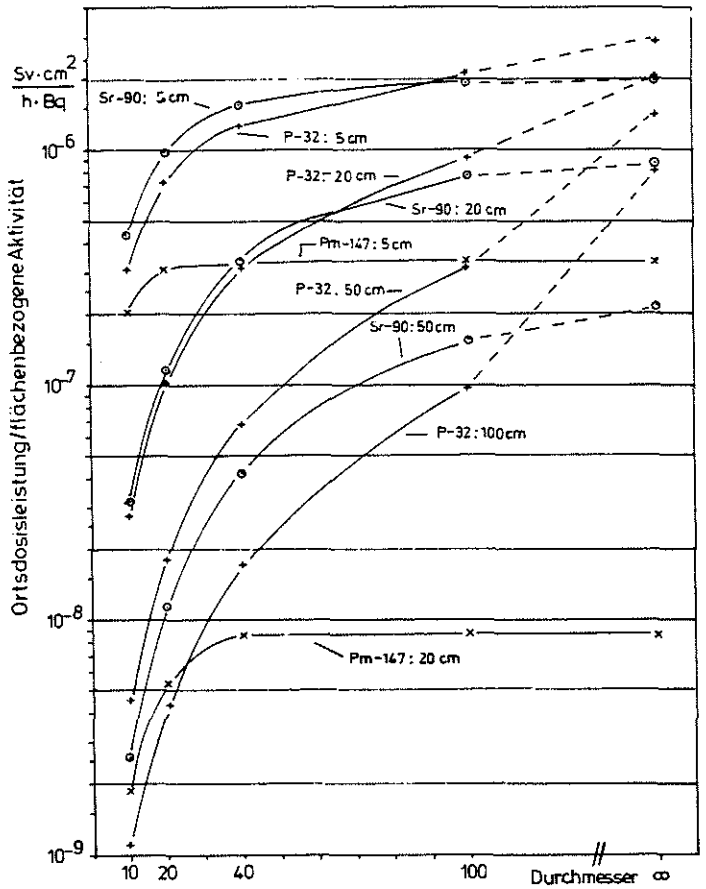


Abb.10: Ortsdosisleistung durch β-Strahlung normiert auf die flächenbezogene Aktivität 1 Bq/cm² vor einer kontaminierten Fläche als Funktion des Durchmessers der Flächenquelle

Werte für verschiedene Nuklide und Abstände

Eine einfache und schnelle Methode zur Bestimmung von ^{226}Ra in wässrigen Proben (Trinkwasser, Mineralwasser)

J. Berlich, B. Glöbel
Universität des Saarlandes Homburg (Saar)

Zusammenfassung:

Es wird eine Methode beschrieben, die es erlaubt, innerhalb weniger Stunden eine direkte Bestimmung des ^{226}Ra-Gehaltes wässriger Proben durchzuführen. Es wird hierzu ein ionenspezifischer Austauscher auf Poly-Acryl-Nitril-Basis (1) in spezieller Form benutzt. Die Auswertung erfolgt über die Messung der 4.78 MeV α-Teilchen des ^{226}Ra. Das Verfahren wird beschrieben und seine Anwendung an über 200 Trink- und Mineralwasserproben aus dem Bundesgebiet mitgeteilt. Der Mittelwert der ^{226}Ra-Konzentration für Trinkwasser aus dem Saarland liegt bei 0,12 pCi ^{226}Ra/l und für Mineralwässer deutscher Brunnen bei 1,8 pCi ^{226}Ra/l.

(1) MOORE W.S., D.F. REID
Extraction of Radium from Natural Waters using Manganese impregnation Acrylic Fibers.
J. Geophys. Res. 78 (1973) 8880 - 8886

Die hier dargestellte Methode dient zur schnellen Bestimmung des Radiumgehaltes wässriger Proben, zum Beispiel Mineral- und Trinkwässer. Die schnelle Bestimmung wird dabei vor allem über eine direkte Alphamessung des Radium erreicht.

Methodik

Aufgrund der geringen Konzentrationen an ^{226}Ra in natürlichen Proben ist zum Nachweis eine Anreicherung erforderlich. Diese Anreicherung muß zur Durchführung von Alpha-Spektrometrie auf einer möglichst planen Oberfläche erfolgen. Hierzu wurde ein Ionenaustauschermaterial, das aus der Literatur bekannt ist (1), entsprechend modifiziert. Es handelt sich um Plättchen aus Polyacrylnitril, deren Oberfläche mit MnO_2 beschichtet wird (Abbildung 1).

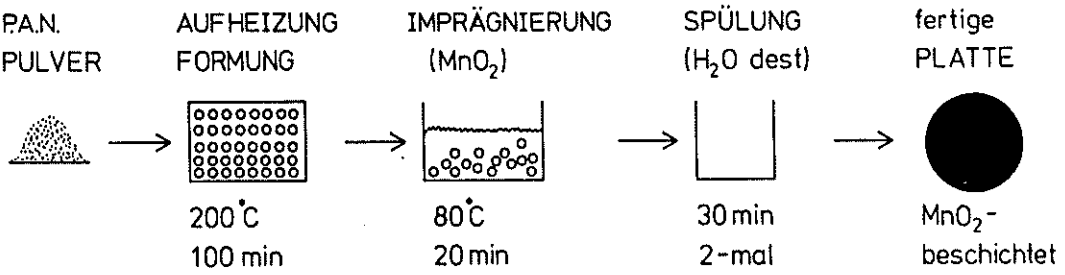


Abb. 1: Herstellung der P.A.N.-Platten

Das Polyacrylnitril in Pulverform wird in einer Form auf 200 °C aufgeheizt. Dabei wird ein zähflüssiger Zustand erreicht, der es gestattet, die gewünschte Plättchenform zu erhalten. Nach dem Erkalten der Form werden die Plättchen entnommen und auf einer Seite mit Klarlack besprüht. Dies verhindert eine Beschichtung dieser Seite mit MnO_2, so daß sich der Ionenaustausch nur auf der lackfreien Seite vollzieht.

Die Beschichtung mit MnO_2 erfolgt anschließend in einer 0.5 molaren Kaliumpermanganatlösung bei 80 °C. Nach Trocknung sind die Plättchen anwendungsfertig. Abbildung 2 zeigt die Plättchen vor und nach der Anreicherung.

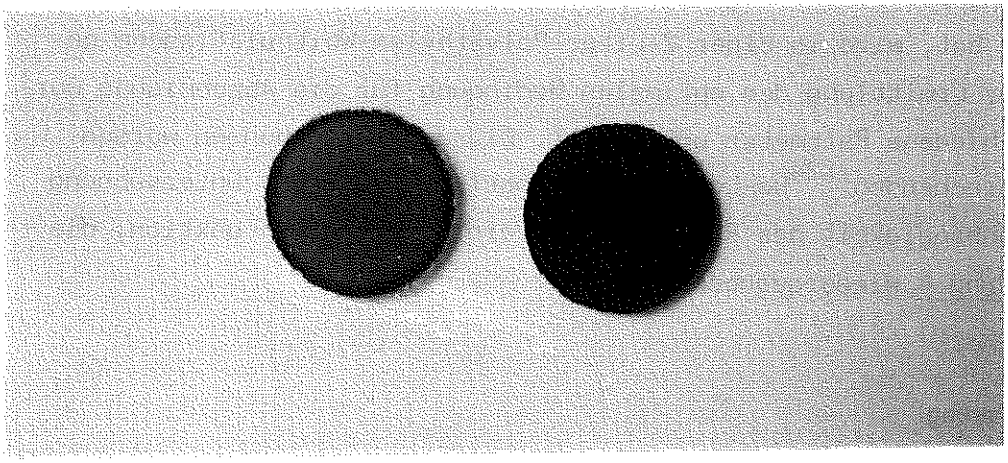


Abb. 2: P.A.N.-Platten vor und nach der Imprägnierung

Die Plättchen werden mittels eines Zentrifugalrührers in der zu untersuchenden Lösung gerührt. Zur Verdeutlichung ist in Abbildung 3 ein Schnittbild des verwendeten Zentrifugalrührers wiedergegeben.

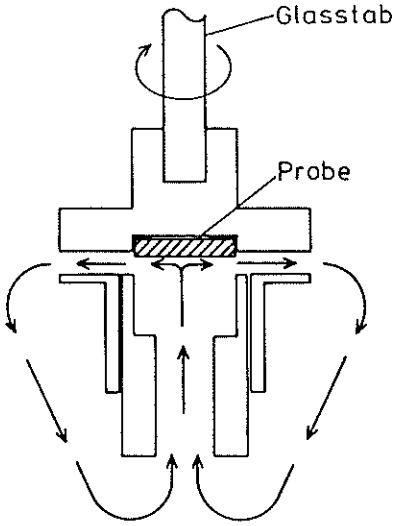


Abb. 3: Schnittbild des Zentrifugalrührers

Die Drehzahl des Rührers beträgt 1600 U/min. Dabei wird das Wasser von unten angesaugt, an dem Plättchen vorbeigeführt und durch seitliche Öffnungen in der Höhe der Plättchenoberfläche wieder in die Lösung zurückgeführt. Zur besseren Durchmischung der Probenlösung wird der Rührer leicht angewinkelt. Die Lösung, die ein Volumen von 1,5 Liter hat, wird in einer 2-Liter-Polyäthylen-Weithalsflasche gerührt. Zur Ermittlung der optimalen Bedingung für die Abscheidung wurden verschiedene Parameter untersucht. Diese Untersuchungen wurden mit entsprechenden ^{224}Ra-Lösungen durchgeführt. Bei der Untersuchung der Zeitabhängigkeit des Rührvorganges ergab sich eine Funktion, die in Abbildung 4 wiedergegeben ist.

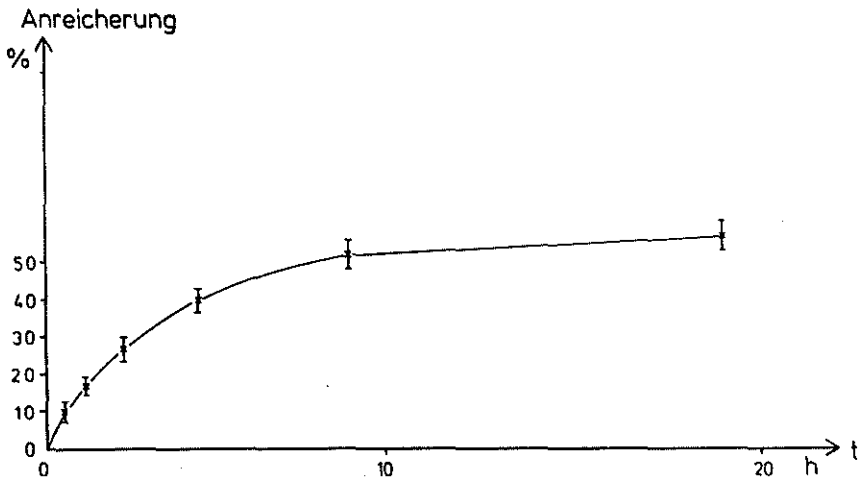


Abb. 4: Radium-Anreicherung als Funktion der Zeit

Ein Maximum von etwa 58 % wird bei etwa 20 Stunden erreicht. Für die praktische Anwendung wird eine Zeit von 12 Stunden gewählt, wobei bereits 90 % der maximalen Anreicherung erreicht werden. Die Untersuchung der Abhängigkeit der Anreicherung von verschiedenen Temperaturen ergab eine Funktion, die in Abbildung 5 wiedergegeben ist. Es wird hier ein Maximum bei 28 ^{o}C erreicht. Da dieses jedoch nicht sehr ausgeprägt ist, wurde für die praktische Durchführung eine Temperatur von 20 ^{o}C gewählt. Dies entspricht normalerweise der Labortemperatur, so daß auf eine Thermostatisierung verzichtet werden kann.

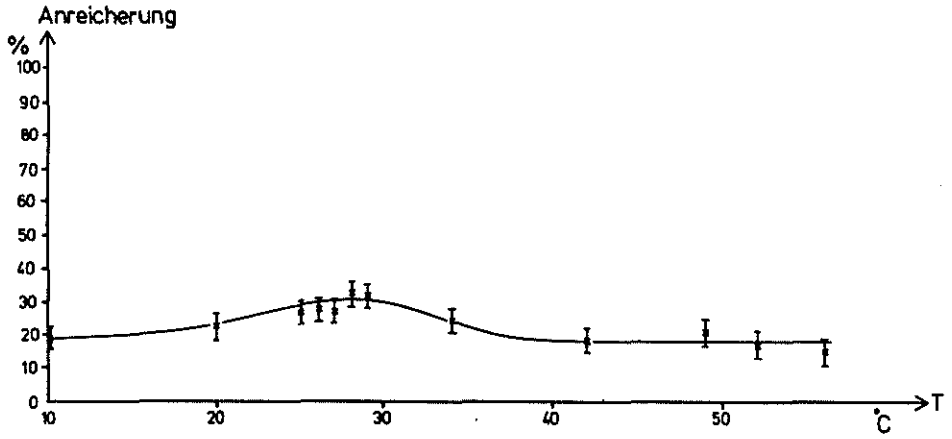


Abb. 5: Radium-Anreicherung als Funktion der Temperatur

Die Untersuchung mit verschiedenen pH-Werten der Probenlösungen ergab erwartungsgemäß ein anderes Bild. Die sich hieraus ergebende Funktion ist in Abbildung 6 dargestellt. Es ergab sich ein starker Anstieg bis in den basischen Bereich, der oberhalb von pH 10 abbricht. Eine visuelle Untersuchung ergab eine Ablagerung von kristallinem Material auf der Plattenoberfläche aufgrund von Ausfällungserscheinungen aus der Probenlösung. Ob dieser Abbruch nun auf eine Verringerung der Anreicherung auf der Plättchenoberfläche oder auf ein Zurückgehen der Zählausbeute zurückzuführen ist, konnte aufgrund der vorliegenden Ergebnisse nicht geklärt werden. Um in der Praxis solche Ausfällungen zu vermeiden, wurde ein pH-Wert von 7 für die Durchführung der Untersuchungen gewählt.

Zur Beurteilung der Reproduzierbarkeit des Verfahrens wurden Plättchen aus verschiedenen Herstellungsgängen in entsprechenden ^{224}Ra-Lösungen gerührt. Es ergab sich dabei ein mittlerer Variationskoeffizient von 7.4 %, der für eine solche Methode als ausreichend gut betrachtet werden kann.

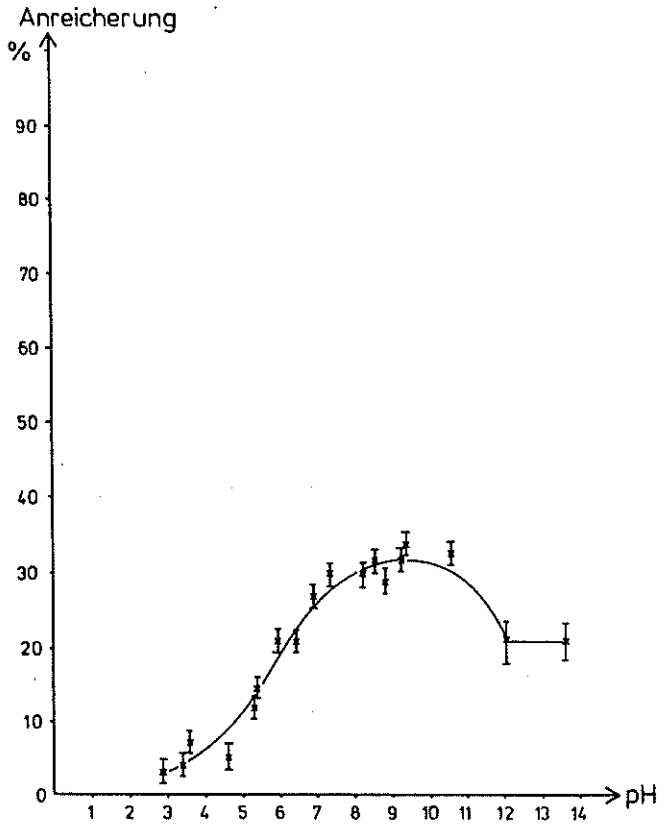


Abb. 6: Radium-Anreicherung als Funktion des pH-Wertes

Zur Bestimmung der absoluten Anreicherung wurden Untersuchungen mit kalibrierten ^{226}Ra-Lösungen durchgeführt. Diese kalibrierten Lösungen wurden jeweils vor und nach dem Rührvorgang gammaspektrometrisch ausgewertet. Hieraus ergab sich bei einer Rührzeit von 12 Stunden, einem pH-Wert von 7, einem Probenvolumen von 1,5 Liter sowie einem Plättchendurchmesser von 25 mm eine Gesamtanreicherung von 51 % des in der Lösung vorhandenen ^{226}Ra.

Die Messung wird in einem 4-fach-Alpha-Meßplatz durchgeführt. Dieser ist mit 4 Silizium-Oberflächen-Sperrschichtzählern ausgestattet, die eine aktive Eintrittsfläche von 450 mm^2 und eine Schichttiefe von 100 µ besitzen. Die Auswertung der Spektren erfolgt über einen Vielkanalanalysator mit angeschlossenem Drucker. Für die 4.78 MeV Alpha-Linie des ^{226}Ra ergibt sich in dieser Anordnung ein Auflösungsvermögen

von 140 keV. Die Meßzeit beträgt 10 Stunden, wobei der Nulleffekt im interessierenden Bereich bei 5 Impulsen in 10 Stunden liegt. Die Zählausbeute der verwendeten P.A.N.-Platten für die Alphateilchen des ^{226}Ra liegt bei 22 %.

Eine Fehlerabschätzung für das Endergebnis unter Berücksichtigung von Zählstatistik, Variationsbreite der Anreicherung sowie Fehler in der kalibrierten Standardlösung führt zu folgenden Werten:

Bei einer Lösungskonzentration von 0.4 mBq ^{226}Ra/l ergibt sich ein mittlerer Gesamtfehler von 65 %. Aufgrund der Zählstatistik verringert sich dieser Fehler bei einer Lösungskonzentration von 3.7 mBq ^{226}Ra/l auf 22 %. Bei höheren Konzentrationen ist eine weitere Verringerung bis zu 11 % bei einer Konzentration von 37 mBq ^{226}Ra/l erreichbar. Zur Veranschaulichung des Verfahrens ist in Abbildung 7 das Spektrum einer Mineralwasserprobe mit hoher ^{226}Ra-Konzentration (600 mBq/l) wiedergegeben.

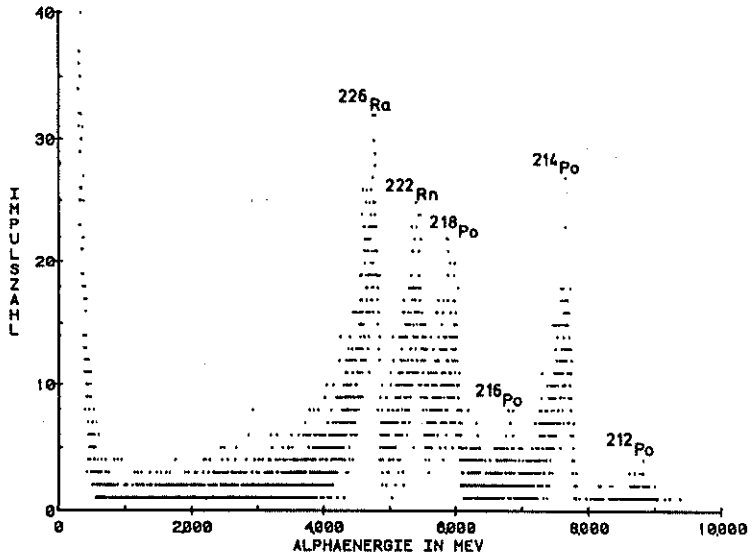


Abb. 7: Spektrum einer Mineralwasserprobe mit hoher ^{226}Ra-Konzentration

Zusätzlich zur 4.78 MeV-Linie des ^{226}Ra erscheinen die Linien der Radiumfolgeprodukte sowie von ^{216}Po und ^{212}Po aus der Thoriumreihe. Als Vergleich ist in Abbildung 8 ein Spektrum einer Probe mit sehr niedriger Konzentration (0.8 mBq ^{226}Ra/l) wiedergegeben. Hierbei

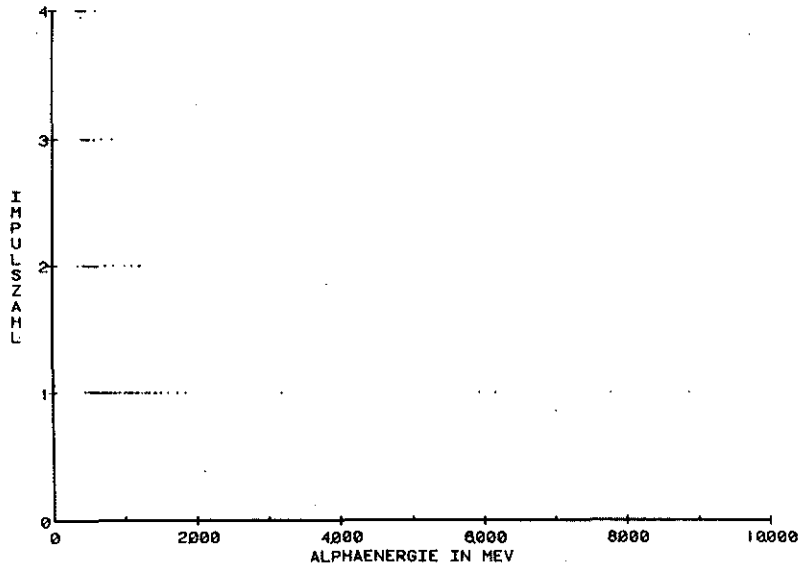


Abb. 8: Spektrum einer Mineralwasserprobe mit niedriger ^{226}Ra-Konzentration

ergibt sich ein Gesamtmeßeffekt von 13 Impulsen im betreffenden Energiebereich. Bei einem Nulleffekt von 5 Impulsen ergibt sich eine Nettoimpulszahl von 8 in 10 Stunden Meßzeit.

Ergebnisse

Diese Methode wurde bis jetzt zur Untersuchung von ca. 110 Mineralwasserproben aus der gesamten Bundesrepublik, ca. 80 Trinkwasserproben aus dem Saarland sowie einiger Calciumtabletten angewandt. Die Konzentrationsverteilung für die Mineralwässer ist in Abbildung 9 dargestellt. Der arithmetische Mittelwert liegt bei 67 mBq ^{226}Ra/l. Der Konzentrationsbereich erstreckt sich von 0.4 mBq bis zu einem Höchstwert von 600 mBq. Die Verteilung der Trinkwasserwerte ist in Abbildung 10 wiedergegeben. Der Mittelwert liegt bei 13 mBq ^{226}Ra/l. Der Konzentrationsbereich erstreckt sich hier bis zu einem Wert von 99 mBq.

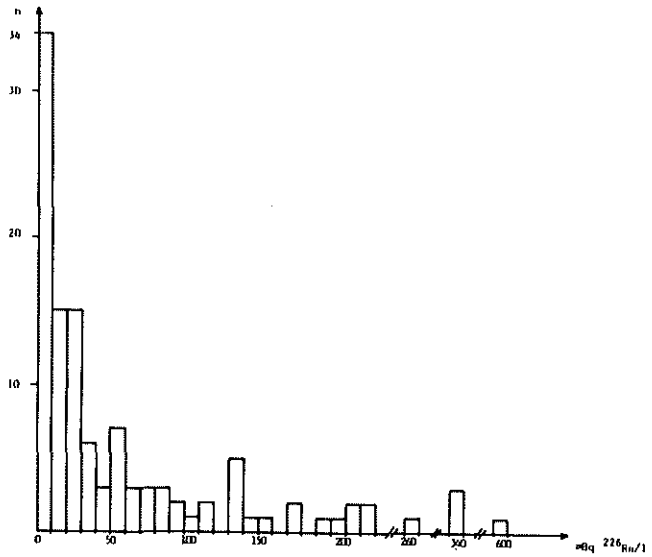


Abb. 9: Häufigkeitsverteilung der ^{226}Ra-Konzentration im Mineralwasser

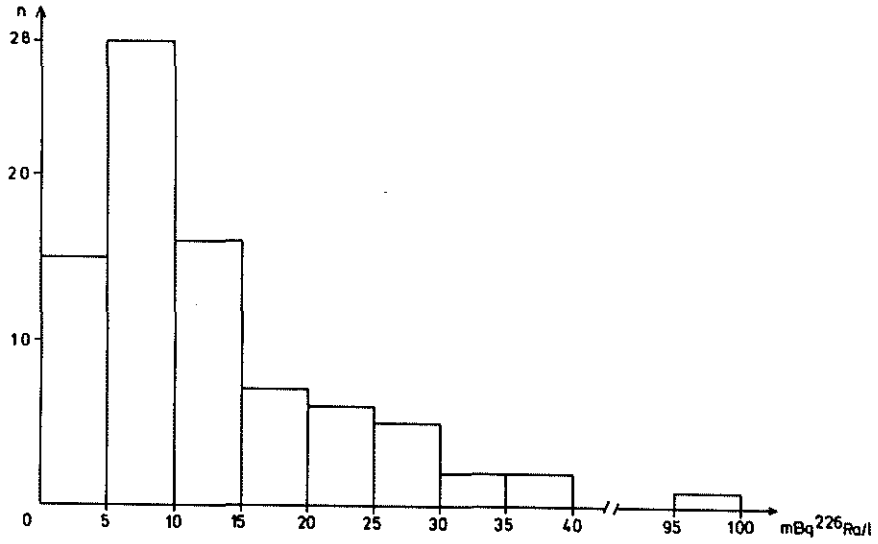


Abb. 10: Häufigkeitsverteilung der ^{226}Ra-Konzentration im Trinkwasser

Die Ergebnisse der Untersuchung der Calciumtabletten sind in der nachfolgenden Tabelle aufgelistet:

Präparat	mBq ^{226}Ra/g Ca
Cal-C-Vita (Hoffmann-La Roche AG)	63
Opticalcin C (Molimin Arzneimittel GmbH)	1400
Calcium 1000 Stada (STADA Chemie GmbH)	56
Calciduran 20 (Asta-Werke AG)	15
Macalvit K (Sandoz AG)	21
Cecabion (E. Merck)	22
Condossan (Roland Arzneimittel)	52
Oscevitin (Ferring Arzneimittel GmbH)	19
Neocalcit (Dr. Pfleger Chem. Fabrik GmbH)	260
Calcium Sandoz forte (Sandoz AG)	38
Ossopan (Deutsche Robapharm GmbH)	7
Calcipot (Troponwerke)	3
Dago C (Steiner & Co. Deutsche Arzneimittelges.)	1
Osspulvit (Dr. Madaus & Co.)	5

Diskussion

Ein Vergleich der gemessenen Konzentrationen mit Literaturwerten (2, 3, 4) zeigt für den Bereich der Mineralwässer, daß diese im bekannten Rahmen liegen. Bei Mineralwässern mit besonders hohen Konzentrationen sind im Zusammenhang mit den in der Strahlenschutzverordnung (5) festgelegten Inkorporationsgrenzwerten Diskrepanzen möglich, die zu einer Inkorporation führen können, die deutlich über den festgelegten Werten liegt. Die Trinkwasserkonzentrationen liegen im oberen Bereich der bisher in der Bundesrepublik gemessenen Werte. Eine Erklärung hierfür könnte in der Tatsache zu sehen sein, daß nur Rohwasser untersucht wurde. Die Aufbereitung in den Wasserversorgungsunternehmen kann für das Radium eine Verringerung um den Faktor 2 erbringen, so daß auch diese Werte in einem mittleren Bereich der gemessenen Werte in anderen

Bundesländern liegen. Die Ergebnisse der Calciumpräparate erfordern im Zusammenhang mit der Strahlenschutzverordnung bei zwei Präparaten mit besonders hohen Konzentrationen andere Überlegungen. Unter Zugrundelegung einer täglichen Calciumzufuhr für therapeutische Zwecke von 1 g Ca/Tag ergeben sich Inkorporationswerte von 511 Bq ^{226}Ra bzw. 95 Bq ^{226}Ra pro Jahr. Dies liegt erheblich über den Werten der Strahlenschutzverordnung. Bedenkt man zudem, daß es sich hierbei um eine zusätzliche Zufuhr zu Nahrung und Trinkwasser handelt, erscheint eine sinnvolle Abstimmung der Grundsubstanzen erforderlich.

Literatur

(1) MOORE W.S., D.F. REID
Extraction of Radium from Natural Waters Using Manganese Impregnated Acrylic Fibers.
J. Geophys. Res. 78 (1973) 8880 - 8886

(2) MUTH H., B. RAJWESKY, H.J. HANTKE, K. AURAND
The normal radium content and the ^{226}Ra/Ca ratio of various foods drinking water and different organs and tissues of the human body.
Health Phys. 2 (1960) 239 - 245

(3) WICKE A., J. PORSTENDÖRFER
Bestimmung kleinster ^{226}Ra-Konzentrationen im Wasser.
J. Radioanal. Chem. 56 (1980) Nr. 1 - 2, 105 - 112

(4) GANS I., D. FUHRMANN, E. WELLER, H. WOLLENHAUPT
Radium in Waste Water from Coal Mines and other Sources in the Federal Republic of Germany.
In: Natural Radiation Environment, K.G. Vohra et al. (Ed.), Wiley Eastern Limited (1982)

(5) Bundesgesetzblatt Teil 1, Z1997 A, Bonn 20.10.1976
Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung)

Ein einfaches Verfahren der Bestimmung von stabilem und radioaktiven ^{210}Pb in wässrigen Proben

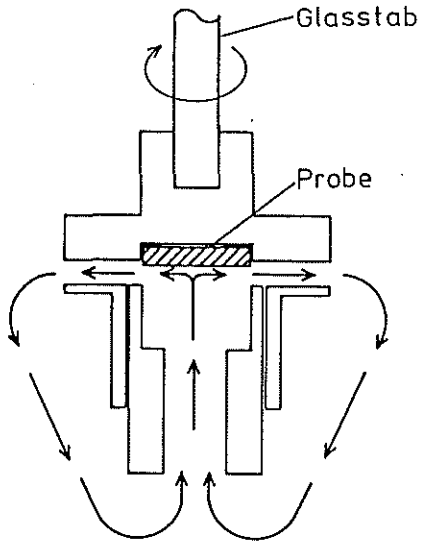
B. Glöbel, K.-D. Keller
Universität des Saarlandes Homburg (Saar)

Zusammenfassung:

Es wird ein Meßverfahren vorgestellt, das mit Hilfe der spontanen Abscheidung von gelöstem Blei an metallischem Zink den simultanen Nachweis von stabilem und radioaktivem Blei ermöglicht. Nach Anreicherung gelingt es mit einer Röntgenfluoreszenzanlage die L_α-Linien (10,5 keV) mit ausreichender Intensität nachzuweisen. Die Nachweisgrenze für stabiles Blei beträgt 8 µg/l. Das gleichzeitig mit angereicherte ^{210}Pb kann mit einem für 48 keV empfindlichen Spektrometer bestimmt werden. Die Nachweisgrenze liegt bei 0,005 pCi ^{210}Pb/l. Das beschriebene Verfahren erlaubt eine kostengünstige und schnelle Analyse von wässrigen Proben. Meßergebnisse werden für Trinkwasserproben aus saarländischen Brunnen mitgeteilt. Die mittleren Konzentrationen betragen für stabiles Blei 20 µg/l und für ^{210}Pb 0,02 pCi/l.

Für Oberflächenwasser beträgt der mittlere Gehalt an ^{210}Pb ca. 2 mBq/l (o.o5 pCi/l). (1) Der Gehalt von stabilem Blei im Oberflächenwasser schwankt zwischen ca. 1 und 2o µg/l. Um diese Konzentrationen durch gängige Meßmethoden nachzuweisen, müssen die Proben aufbereitet werden. Dazu führten wir Versuche zur spontanen Abscheidung von Blei durch.
Aufgrund der Elektronegativitätstabelle wurden verschiedene Metalle auf ihre Eignung zur spontanen Abscheidung von Blei untersucht. Zink erwies sich auch unter Berücksichtigung der späteren Meßmethode als geeignet.
Für die Bestimmung der verschiedenen Parameter bei der spontanen Abscheidung wurden aus einem 1 mm starkem Zinkblech Scheiben mit einem Durchmesser von etwa 25 mm ausgestanzt. Nach Reinigung der Oberflächen wurde zur Unterbindung der Abscheidung eine Scheibenseite mit Nitrolack eingesprüht. Die Scheiben wurden dann in einen Tangentialrührer (Abb. 1) eingespannt und in destilliertem Wasser, das zuvor mit ^{210}Pb kontaminiert worden war, gerührt. Danach konnte die Abscheiderate mit einem Gammameßgerät bestimmt werden.

Abb. 1: Schnittbild des Zentrifugalrührers



Die 2. Abbildung zeigt die Abhängigkeit der spontanen Abscheiderate von ^{210}Pb vom pH-Wert. Für eine feste Rührzeit von 16 Stunden, eine konstante Temperatur von ca. 22 °C und eine feste Rührerdrehzahl von 5oo Umdrehungen pro Minute (U/min) wurde folgender Zusammenhang gefunden:
Die maximale Abscheiderate von ca. 43 Prozent wird im pH-Bereich zwischen 3.5 und 4.o erreicht. Außerhalb dieses Bereiches fallen die Abscheideraten rasch auf unter 2o %. Zur Einstellung der jeweiligen pH-Werte wurde ein Barbital-Natrium-Acetat Puffer verwandt, dessen Pufferkapazität im Bereich von 2.6 bis 9.4 liegt.

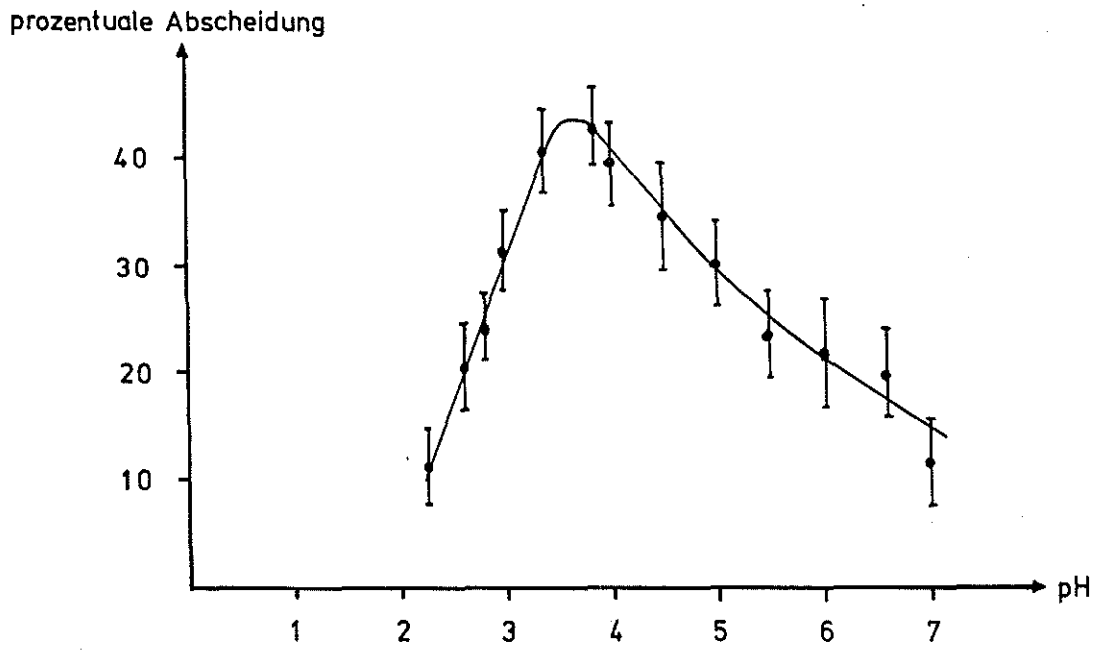


Abb. 2: prozentuale Abscheidung als Funktion des pH-Wertes

In der nächsten Abbildung wurde nun die Drehzahl des Tangentialrührers variiert. Der pH-Wert der Proben wurde auf 3.8 eingestellt. Die anderen Parameter blieben gegenüber Abbildung 2 unverändert. Der Graph zeigt ein rasches Ansteigen der Abscheiderate bei Steigerung der Drehzahl bis ca. 5oo U/min. Im Bereich von ca. 45o bis 5oo U/min ist die Abscheiderate als konstant anzusehen. Zu höheren Drehzahlen fällt die Rate zunächst steil auf unter 2o % und ab ca. 17oo U/min nur noch allmählich auf Werte um 1o %.
Für die Untersuchung des zeitlichen Verlaufes der Abscheidung wurde eine konstante Drehzahl von 5oo U/min gewählt. pH-Wert und Temperatur der Probe blieben gegenüber Abbildung 3 unverändert.

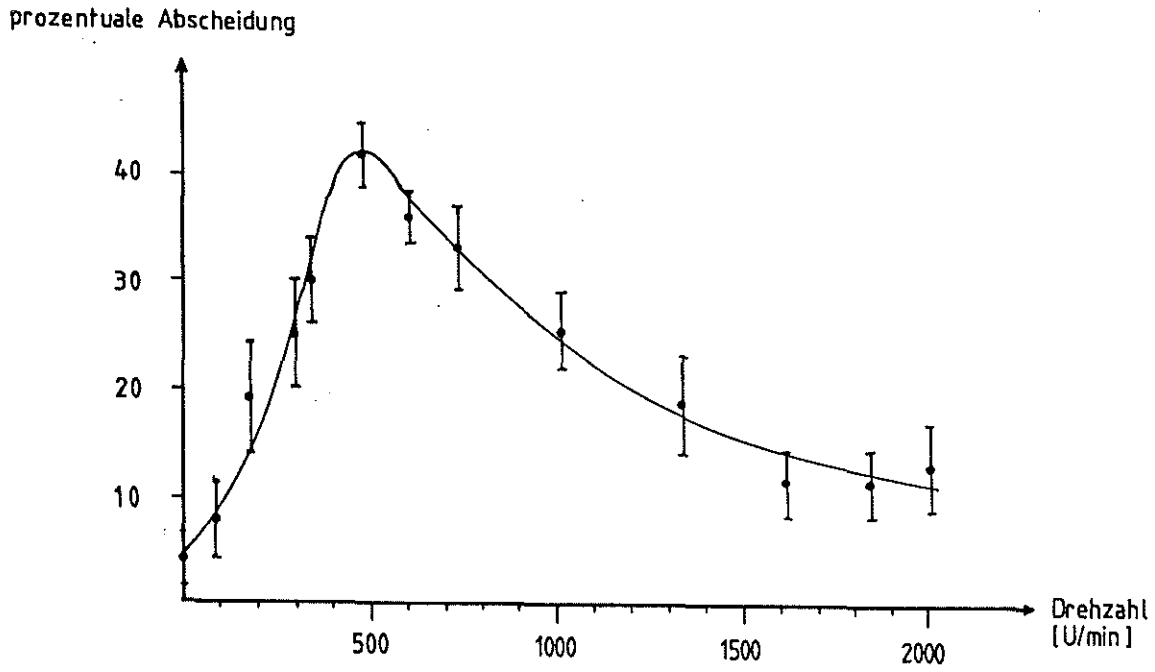


Abb. 3: prozentuale Abscheidung als Funktion der Drehzahl des Rührers

Abbildung 4 zeigt das Ergebnis des Versuches. Die Abscheiderate steigt zunächst nahezu linear mit der Rührzeit an. Nach ca. 14 Stunden ist eine Abscheiderate bis 4o % erreicht. Danach nimmt die Abscheiderate weniger stark mit der Rührzeit zu. Für 6o Stunden Rührzeit wurde eine Abscheidung von 51 % ermittelt.
In zusätzlichen Versuchen konnte gezeigt werden, daß eine Änderung der Bleikonzentrationen im Probevolumen bis auf den 1ooofachen Gehalt keine Veränderungen des Abscheideverhaltens verursacht. Temperaturschwankungen wie sie in Laborräumen vorkommen haben ebenfalls keine nachweisbaren Unterschiede im Abscheideprozeß gezeigt.
Für unsere Untersuchungen von wässrigen Proben auf Blei mit Hilfe der spontanen Abscheidung auf Zink wählten wir eine Rührzeit von 16 Stunden, einen pH-Wert von ca. 3.8, eine Probentemperatur von etwa 22 ^{o}C und eine Rührerdrehzahl von 5oo U/min.
Zur Bestimmung der Bleikonzentrationen wurden die getrockneten Zinkscheiben in einer Röntgenfluoreszenzanlage (RFA) der Firma Elscint untersucht.

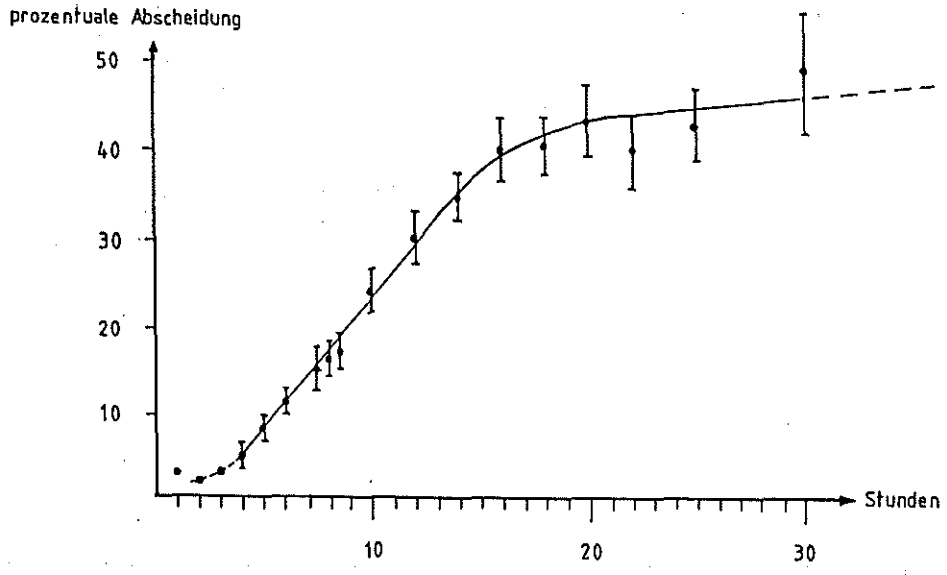


Abb. 4: prozentuale Abscheidung als Funktion der Rührzeit

Die in Abbildung 5 schematisch dargestellte Anlage verfügt über eine Rh-Röhre mit maximal 4o kV Röhrenspannung. Ein Wechselmechanismus erlaubt es die Sekundärtargets und die Proben im Vakkum zu wechseln. Als Detektor dient ein planarer Silizium-Lithium (SiLi) Halbleiter mit einer aktiven Fläche von 5oo mm^2. Die Röntgenröhre (35 kV Röhrenspannung o.5 mA) strahlt zunächst auf ein Sekundärtarget aus wahlweise Molybdän (Mo) oder Strontium (Sr). Die charakteristische Röntgenstrahlung des Mo bzw. Sr regt beim Blei die L_α -Linie von 1o.5 keV an. Das aufgenommene Spektrum wird von einem Computer (Nuclear Data) gespeichert und ausgewertet.

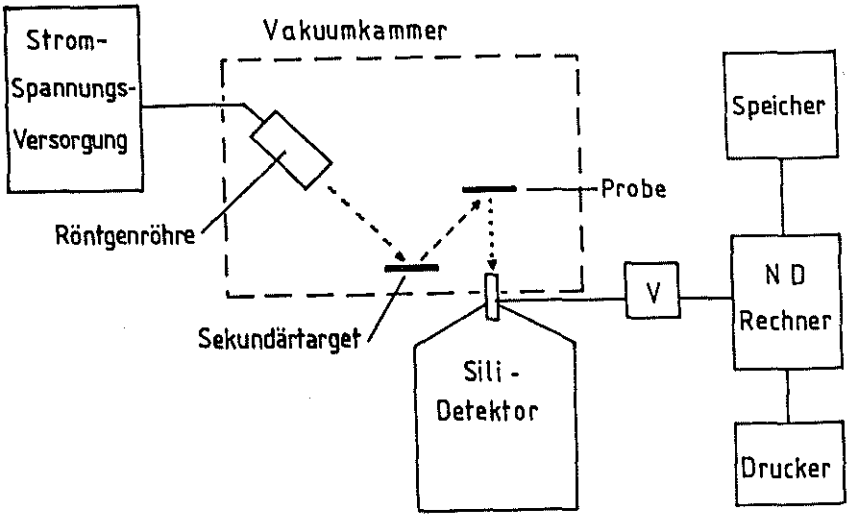


Abb. 5: schemat. Darstellung der Röntgenfluoreszenzanlage

Die folgende Abbildung zeigt das Spektrum einer Zinkscheibe, die nach dem beschriebenen Verfahren in einer Wasserprobe mit einem Pb-Gehalt von 2o ppm gerührt wurde. Darin ist deutlich die L_α -Linie des Blei zu erkennen. Aufgrund von Eichlösungen wurde eine Nachweisgrenze von o.5 ppm ermittelt.

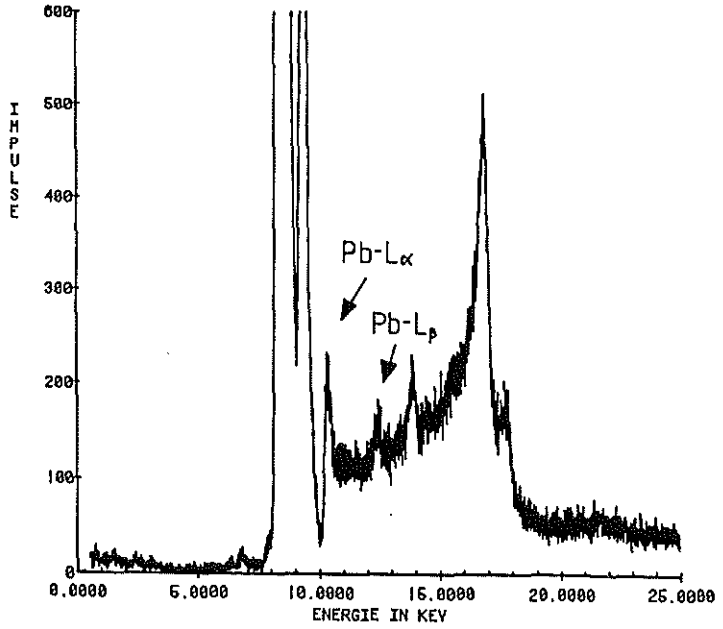


Abb. 6: Spektrum einer Zinkscheibe mit abgeschiedenem Blei

Der Nachweis von ^{21o}Pb erfolgt mit einem Si(Li)-Halbleiterdetektor. Mit der Meßzeit von 2 Stunden wird eine Nachweisgrenze von 4 mBq/l (o.1 pCi/l) erreicht.

Erste Untersuchungsergebnisse von Trinkwasserproben im Saarland zeigen, daß der Gehalt an stabilem Blei sehr niedrig ist. Maximal konnten bisher 3 µg/l nachgewiesen werden. Nur etwa 3o % aller Proben lagen oberhalb unserer Nachweisgrenze von o.o5 µg/l. Grund für den niedrigen Gehalt an Blei dürfte die Entnahme von Trinkwasser ausschließlich aus Tiefbohrungen sein. Erwartungsgemäß fielen die Messungen der ^{21o}Pb-Konzentrationen niedrig aus. Nur in einigen Fällen konnte ^{21o}Pb nachgewiesen werden. Maximal wurde bisher 15 mBq/l (o.5 pCi/l) nachgewiesen.

Literatur

(1) Aurand, K.; I. Gans; H. Rühle in "Die natürliche Strahlenbelastung des Menschen", Georg Thieme Verlag 1974

(2) Michaelis, L., Biochem. Z., 234, 139

STILLEGUNG VON KERNTECHNISCHEN ANLAGEN

Vorsitzender: W. Bentele

Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung des Kernenergieschiffes OTTO HAHN

K.-D. Henning
GKSS Geesthacht-Tespenhude

Zusammenfassung:

Nach über 10 Jahren Betriebszeit wurde das Kernenergie-Forschungsschiff OTTO HAHN in den Jahren 1980 - 1982 stillgelegt, d.h. so weit abgebaut bzw. dekontaminiert, daß es nur noch "Freie Bereiche" im Sinne der Strahlenschutzverordnung enthält und als dieselgetriebenes Handelsschiff umgebaut ohne atomrechtliche Genehmigung weiterlaufen kann.

In einem Übersichtsvortrag werden die strahlenschutzrelevanten Erfahrungen während dieser Stillegungsphase vorgestellt:

- Das Stillegungskonzept sah nach dem Entladen der Brennelemente den Transport vom Reaktordruckbehälter mit Abschirmtanks als Ganzes zur Nachuntersuchung auf das GKSS-Forschungszentrum-Gelände vor. Auch die übrigen Komponenten wurden in Containern verpackt zur Nachuntersuchung zum GKSS-Forschungszentrum geholt.
- Die genehmigungstechnische Seite umfaßt einige Besonderheiten. Als ortsbewegliche kerntechnische Anlage erfolgte die Stillegung nach § 3 StrSchVO. Für die Stillegungszeit wurde von GKSS der TÜV Norddeutschland hinzugezogen. Daher kam für die behördliche Endabnahme die PTB in Frage.
- Die strahlenschutzrelevanten Auswirkungen der Stillegungsarbeiten auf die beteiligten Personen und auf die Umwelt sind als unbedeutend einzustufen: Die Kollektivdosis lag bei 30 man rem, die Abluftaerosolaktivität insgesamt bei 2 µCi. Die auftretenden "Umgangsgewichte" der Komponenten und Anlageteile sowie die angefallenen radioaktiven flüssigen und festen Abfälle werden angegeben und spezifiziert. Der Dekontaminationsaufwand, die Zahl der Schritte und der Dekontaminationserfolg bei der im Schiff verbleibenden Fläche (ca. 14.000 m^2) waren unterschiedlich. Es konnten insgesamt ca. 375 t Anlageteile "frei" dekontaminiert werden.
- Das Freigabeverfahren vollzog sich in mehreren Stufen. Die letzte wurde von der PTB vorgenommen und mit Hilfe von empfindlichen Dosisleistungsmessungen durchgeführt. Insgesamt waren über 10^6 Einzelmessungen nötig.
- Es werden einige Beispiele vorgestellt, die in Bezug auf Dosisminimierung bei der Stillegung besondere Erfahrungen ergaben.
- Über die Kosten lassen sich nur schwer Zahlen angeben, die eine Übertragbarkeit auf andere Stillegungsprojekte ermöglichen.

Inzwischen wurde das KE-Schiff OTTO HAHN offiziell von den Behörden freigegeben und zur weiteren Nutzung verkauft.

Abstract:

After 10 years of operation the NS "Otto Hahn" was decommissioned in order to get a conventional merchant ship.

The following health physics aspects are considered:

- Decommissioning concept:
  Transport of reactor vessel (and shieldings) to GKSS Research Center, also components and systems container conditioned.
- Licensing procedure:
  Some typical specialities of a mobile nuclear facility
- Personal Dose, Activity Release, Activities and Nuclear Waste:
  The collektive dose was 30 man rem, the emission of aerosol activity 2 µCi during the whole time. 14.000 m^2 and 375 t were to be decontaminated.
- Radioactivity control and monitoring:
  10^6 single measurements of activity (mostly via dose rate) were necessary.
- Experiences:
  Some tanks had to be treated in a special manner
- Expenditure:
  An extrapolation or transferation of the costs is not possible.

In the meantime Otto Hahn is going to be used as a conventional container ship with a speed of 17 kts.

Nach über 10 Jahren Betriebszeit wurde das Kernenergieforschungsschiff OTTO HAHN in den Jahren 1980 bis 1982 stillgelegt. Wenn diese Tatsache auch eine gewisse Wehmut erzeugt, so muß man nüchtern feststellen, daß dieser Zeitpunkt ganz glücklich gewählt wurde. Alle wesentlichen Forschungsaufgaben waren erfüllt, die Erschließung von Häfen war so weit wie möglich vorangetrieben und der sichere und zuverlässige Betrieb im Frachteinsatz nachgewiesen worden. Zu bedauern bleibt eigentlich die Tatsache, daß es nicht möglich war, ein Nachfolgeschiff zu bauen und zu betreiben, denn nur so wäre die Verwertung des gewonnenen know hows möglich gewesen. Es bleibt seine Konservierung, die naturgemäß äußerst schwierig ist.

Die Kiellegung der OTTO HAHN erfolgte 1963, Stapellauf war 1964 mit Prof. Hahn als Taufpate. Erste nukleare Probefahrt fand bereits im Oktober 1968 statt, das Schiff lief dann im kombinierten Forschungs/Frachtbetrieb bis zur Abschaltung des Reaktors im Jahre 1979. Es legte dabei über eine halbe Million Seemeilen zurück (entsprechend 1,2 Mio km) und lief 9 deutsche und 33 ausländische Häfen an. In insgesamt zwei Reaktorladungen waren dazu 64 kg Uran erforderlich. Es traten pro Kern infolge Manöver 20.000 Lastwechsel

auf, wobei die Laständerungsgeschwindigkeit ungefähr eine 10er Potenz über den von Landreaktoren lag.

Gerade diese zuletzt genannten Zahlen waren für das Stillegungskonzept von entscheidender Bedeutung.

1. Stillegungs-Konzept

Die Komponenten einer Reaktoranlage mit so außergewöhnlichen Belastungen hinsichtlich Lastwechselzahlen, Laständerungsgeschwindigkeit und mechanischen Einwirkungen durch Seegang sollten für eingehende Nachuntersuchungen auf dem Gelände des GKSS-Forschungszentrums vorgehalten werden. Im übrigen sollten alle radioaktiven Komponenten entweder an Bord dekontaminiert oder demontiert werden, so daß das Schiff danach uneingeschränkt mit konventioneller Antriebsanlage weiter verwendet werden kann. Dazu war es erforderlich, bis auf Sicherheitsbehälter, Sekundärschutzbeton und Servicebecken die gesamte Reaktoranlage zu demontieren. Das Reaktordruckgefäß mit Einbauten und Abschirmtanks wurde dabei als Ganzes (480 to) über Wasser- und Landweg zum GKSS-Forschungszentrum transportiert und wird dort in einem vorbereiteten, unterirdischen Schacht abgesetzt zur Nachuntersuchung vorgehalten. Die übrigen demontierten Komponenten wurden an Bord soweit dekontaminiert, wie es technisch möglich und wirtschaftlich vertretbar erschien. Alle Komponenten oder Teile davon, die unter diesen Gesichtspunkten nicht zu dekontaminieren waren, verpackte man je nach Größe in 400 l Fässer oder in Spezialcontainer von 8 m^3 Inhalt. Wegen der Notwendigkeit der Wiederauffindbarkeit von

Komponenten zur Nachuntersuchung stand eine Dokumentierung und Inventarisierung im Vordergrund. Die Fässer bzw. Container wurden in eine extra dafür errichtete Halle auf dem GKSS-Gelände gebracht und werden dort zur Nachuntersuchung vorgehalten.

Zur Durchführung dieses Konzeptes war es erforderlich, den Kontrollbereich auf dem Schiff zu erweitern. Ein Teil des Laderaums mußte einbezogen und die Lüftungsanlage ertüchtigt werden. Zur Dosisminimalisierung wurde mechanischen z.T. automatischen Trennverfahren der Vorrang gegeben, und außerdem die Demontagefolge von höherer zu niedrigerer Aktivität der Komponenten gewählt. Dabei erwies sich die vorrangige Heraustrennung bzw. Demontage von "Hot Spots" als besonders vorteilhaft.

Für die Ist-Aufnahme des Aktivitätsinventars der Reaktoranlage wurde lediglich eine auf theoretischen Untersuchungen basierende Studie erstellt, die generell zu hohe Aktivitätswerte geliefert hat. Während der Stillegung hat sich herausgestellt, daß es zweckmäßiger gewesen wäre, vorab einer experimentellen Ist-Zustandsaufnahme mehr Gewicht zu geben.

2. Genehmigung

Die Betriebsgenehmigung für die OTTO HAHN ist von der Hamburgischen Genehmigungsbehörde erteilt worden, da Hamburg Heimathafen des Schiffes war, während die Errichtungsgenehmigung von der zuständigen Behörde Schleswig-Holsteins in Kiel gegeben wurde, weil das

Schiff dort gebaut wurde und vom Stapel lief. In einer sehr frühen Phase stand schon fest, daß die Stillegungsarbeiten - wohlgemerkt nach Entfernung der Brennelemente, also nach Erlöschen der Genehmigung nach § 7 des Atomgesetzes - nach § 3 der StrSchVerordnung genehmigt werden sollte. Diese Möglichkeit bietet das Atomgesetz nur in diesem besonderen Fall für ortsbewegliche Anlagen. Die Genehmigung enthielt 15 Auflagen, sie betrafen:

- Arbeitsablaufplanung (gem. Gutachterempfehlung)
- Schutz der Beschäftigten
- Schutz der Umgebung
- Sicherheit der Arbeitsabläufe
- Planung, Bilanzierung, Dokumentation.

Die Planung der täglichen Ausbaustrecke hatte sich an gemessenen Dosisleistungswerten zu orientieren. Die Dosiserwartungswerte waren zusammen mit der Personendosis und der ausgeführten Arbeit täglich zu dokumentieren. Die Aktivität aller ausgebauten Teile war zu dokumentieren und zu bilanzieren, wobei dafür zu sorgen war, daß die Abfälle bezüglich Aktivität und Menge zu optimieren waren. Auch waren Grenzwerte, Meßverfahren und Verantwortlichkeit sehr speziell festzulegen. Eine besondere Auflage forderte eine stillegungsbegleitende Überwachung, für die der TÜV Norddeutschland vorgeschlagen und von der Behörde akzeptiert wurde. Für die Endabnahme schied dieser Gutachter deshalb aus, dafür wurde die Physikalisch Technische Bundesanstalt (PTB) herangezogen. Es gab also eine gestaffelte Überwachung: Auftraggeber (GKSS) - Auftragnehmer (NOELL) - TÜV - Hamburgische Aufsichtsbehörde

(AfA) - Physikalisch Technische Bundesanstalt (PTB). Das Genehmigungskonzept hat sich bezüglich Schutzziel und Praktikabilität bewährt, wenn man auch berücksichtigen muß, daß es wegen des "Prototypcharakters" recht aufwendig war.

3. Strahlenschutz

Aus der Sicht des Strahlenschutzes sind für die Beteiligten bei der Stillegung und für die Umgebung keine herausragenden Ereignisse zu erwähnen. Die Arbeiten erforderten glücklicherweise nur den Routine-Strahlenschutz. So war die Schaffung zusätzlicher Räume als Kontrollbereich erforderlich, um einmal zusätzliche Funktionswege und zum anderen Abstellmöglichkeit für verpackte oder vorverpackte Komponenten zu schaffen.

Entsprechend war die Lüftungsanlage zu ertüchtigen und die Möglichkeit zusätzlicher lokaler Absaugung einzurichten. Mobile Abschirmeinrichtungen fanden in beschränktem Umfang Einsatz.

Besonders bewährt hat sich die Kennzeichnung von Arbeitsbereichen mit höheren Ortsdosisleistungen als 15 mrem/h innerhalb des Kontrollbereichs. Außerdem war das Tragen von Dosisleistungswarngeräten in diesen Bereichen - auf 25 mrem/h eingestellt - nützlich.

Inkorporationen konnten während der Stillegung vermieden werden. Die gesamte Kollektivdosis betrug 30 man rem, 27 man rem waren bei der Planung ermittelt worden. Aus dieser Übereinstimmung kann abgelesen werden, daß alles relativ planmäßig verlief. Das gilt besonders, wenn man die 7 man rem abzieht, die die Demontage der Abwasserbehälter gekostet hat.

Die Bilanzierung der Aerosolaktivitätsemission über die ganze Zeit hat

insgesamt 2 µCi ergeben. Es handelte sich dabei im wesentlichen um Cobalt 60 und Cäsium 137, einmal auch um Mangan 54. Dieses Ergebnis kann man nur auf dem Hintergrund der "bewegten" Aktivität richtig würdigen. Die Ausgangslage:

- Aktivität des Reaktordruckbehälters (mit Abschirmtank), der als Ganzes abtransportiert wurde — 30.000 Ci
- mittlere Kontamination — 10^{-2} µCi/cm²
- Kontaminationen in besonderen Bereichen außerhalb der Reaktoranlage — 10^{-5} - 10^{-3} µCi/cm²
- mittlere Ortsdosisleistung — 1 - 5 mrem/h
- einige "heiße" Stellen — bis 5 rem/h
- Aktivität der Sekundäranlage — 1 mCi

Umgang mit radioaktiven Stoffen in folgendem Umfang

- 20 Container a 8 m³ mit 180 t radioaktiven Komponenten und Systemen konditioniert und abtransportiert
- 330 400-l-Fässer mit 125 t sonstigen Teilen verpackt und abtransportiert
- 375 t Anlageteile "frei" dekontaminiert
- Reaktordruckbehälter mit Schildtank von ca. 500 t zum GKSS-Forschungs- zentrum transportiert
- 480 m³ System-, Wasch- und Dekowässer abgefahren
- Gesamtaktivität in Fässern und Containern: 4 Ci
- ca. 14.000 m² Schiffsfläche, Einbauten (Brennelement-Servicebecken, Sicherheitsbehälter etc.) dekontaminiert.

  Rund 30 % davon in einem zweiten Schritt (Messen und Dekontaminieren)

5 % davon in einem dritten Schritt (Messen und Dekontaminieren)

3 % davon in einem vierten Schritt (Messen und Dekontaminieren).

Die dabei hauptsächlich angewendeten Dekontaminationsverfahren waren chemischer und mechanischer Natur. Salzsäure und sog. Nagelentroster sowie Flächenschleifmaschinen spielten dabei eine Rolle

- Durchführung von über 10^6 Einzelradioaktivitätsmessungen zur Freigabe.

Bei den Stillegungsarbeiten hatte man es hauptsächlich mit den Radionukliden des Primärwassers zu tun. Das Korrosionsprodukt Cobalt 60 war das überwiegende. Die Aktivitätskonzentrationen in den einzelnen Systemen waren unterschiedlich. Die gute Anlagenkenntnis der Mannschaft (Chief Ingenieur und Strahlenschutzingenieur des Betriebs gehörten zur Stillegungsmannschaft), die für die Stillegung sorgte, leistete für die Strahlenschutzbelange unbezahlbare Dienste. Es ergab sich für den Strahlenschutz eine feste Meßablaufplanung und -folge.

4. Freigabeverfahren

Die Hauptaufgabe beim Strahlenschutzmeßprogramm war naturgemäß die Entscheidung zwischen aktivem und inaktivem, also freigegebenem Material. Dafür hat sich die Wortneuschöpfung 'Freimessen' durchgesetzt. Naturgemäß kam dabei die Schwierigkeit besonders zum Tragen, daß es in der Strahlenschutzgesetzgebung für Material, das aus genehmigungspflichtigem Umgang mit radioaktiven Stoffen stammt, keine untere Aktivitätsgrenze gibt, von der ab das Material uneingeschränkt

frei weiter verwendet oder der normalen Müllbeseitigung zugeführt werden darf. Es dienten bei dem Freigabeverfahren für die Oberflächenkontamination als Grenzwert 10^{-5} µCi/cm², der in der Anlage IX Spalte 4 der Strl Sch V angeführt ist, sowie für die spezifische Aktivität als Grenzwert das 10^{-4}- fache der Freigrenze in der Anlage IV,1 Sp. 4 je Gramm, der in § 4 Abs. 4 Nr. 2e der Strl Sch V angeführt ist und dessen Auslegung im Rundschreiben des BMI vom 20.9.79 - RS II1-511 831/11 - (GMBl 1979 Seite 631) näher erläutert ist. Dabei waren beide Grenzwerte einzuhalten, der Oberflächengrenzwert erwies sich fast immer als der restriktivere.

Für die "Freimessung" selbst kamen 4 verschiedene Meßmethoden zum Einsatz:

1. Empfindliche, direkte Dosisleistungsmessung
2. Direkte Messung mit Xenon-Oberflächenkontaminationsmonitor
3. Sichprobenartige Oberflächenausschabung aus Komponenten mit Geli-Spektrometer-Messung
4. Brutto-γ-Messung mit NaJ-Kristall (Nur wenn 1-3 wegen Geometrie oder Untergrund nicht möglich).

Nachdem während der Stillegung die üblichen Verfahren zum 'Freimessen' verwendet wurden, hat die PTB für die behördliche Endabnahme ein besonderes Verfahren angewendet, auf das wegen seiner Einfachheit, Sicherheit und Zuverlässigkeit näher eingegangen werden soll. Eine flächendeckende Kontaminationsmessung war als stillegungs-

begleitende Maßnahme möglich, schied jedoch für diese Endabnahme aus. Um auch die Zuverlässigkeit der stillegungsbegleitenden Messung zu überprüfen, wurden stichprobenartig ausgewählte Materialproben mit Hilfe der Gammaspektrometrie bei der PTB gemessen und mit dem vorher ermittelten Wert verglichen. Die Werte stimmten untereinander in verschiedenen Kontaminationsbereichen überein. Außerdem ergab die graphische Darstellung Betreiber-/PTB- Messung der Höhe der Aktivitätswerte eine Gerade unter 46°. Also eine gute Übereinstimmung lag vor. Da Cobalt 60 das bestimmende Radionuklid war, konnte nach dieser Voraussetzung die weitere Freigabemessung über Dosisleistungsmessung erfolgen. Es wurde dazu ein von der PTB entwickeltes, hochempfindliches Handgerät (H 7201) mit Szintillationssonde verwendet. Bei einem natürlichen Nulleffekt von 5 µr/h waren im Abstand von 10 cm von der Oberfläche Erhöhungen um 10 % also um 0,5 µr/h bei 10^{-5} µCi/cm² Kontaminationen nachzuweisen, wozu das Gerät in der Lage ist. Eine sorgfältige Berücksichtigung des Untergrundes (z.B. Unterschied Wasser/Landseite, Beton/Eisen-Baumaterial, Abschirmwirkung der Eisenstruktur bei tieferen Decks etc.) war erforderlich und 150 verschiedene Meßorte wurden ausgewählt. Die ermittelten Dosisleistungswerte lagen zwischen 2,8 und 6 µr/h, 12 µr/h bei der Beton-Sekundärabschirmung und max. 14 µr/h im Bereich der Sekundäranlage. (Alle Werte incl. natürlicher Strahlung!) und haben ergeben, daß im allgemeinen natürliche Untergrundstrahlung herrscht, bzw. die Genehmigungswerte eingehalten wurden. Zitat aus dem PTB- Bericht: 'Das Schiff ist ausreichend dekontaminiert. Weitere Maßnahmen sind nicht erforderlich." Es erfolgte daraufhin der Bescheid der Hamburger Aufsichtsbehörde: 'Das Schiff ist frei von strahlenschutzrechtlich zu beachtenden Stoffen'.

5. Erfahrungen

Aus Strahlenschutzgründen erfolgten erforderliche Trennungen mit mechanischen Mitteln, also mit Scheren, Sägen oder Fräsen, selten durch Trennschleifen. Thermische Verfahren sollten vermieden werden. Bei mit Gußblei abgeschirmten Behältern ergaben sich jedoch infolge mangelnder Wärmeabfuhr und schlechtem Spanauswurf diesbezüglich erhebliche Schwierigkeiten.

Daher wurde die äußere Stahlhülle nach der Dekontamination durch Trennschleifen entfernt. Die Bleischicht mußte mit Nutbrennern, bis auf die Behälter eindringend, in einzelne Segmente zerlegt werden. Abgesehen von der bleitoxischen Belastung der Beteiligten ergab sich bei der Zerlegung solcher Tanks eine zusätzliche Dosis. Aus diesen Gründen sollte diese Art 'Bleistrahlenschutz!' in Zukunft vermieden werden. Ein besonderes Problem boten die Abwassersammeltanks. Da eine Schlammentleerung dort fehlte, kam es zu Schlammansammlung, die bei umständlicher Entfernung von Hand 7 man rem (von insgesamt 30) brachte.

Einige Bauteile, z.B. der Regenerativwärmetauscher, forderten wegen Dosisleistungen bis zu 800 mrem/h eine besondere Vorgehensweise bei der Zerlegung. Sie läßt sich jedoch nur mit speziellen Konstruktionszeichnungen erläutern (was den Rahmen dieses Vortrages sprengen würde).

6. Kosten

Die Kosten der nuklearen Entsorgung betrugen 20 Mill.DM. Die Zahl ist jedoch nur schwer zu übertragen auf andere Anlagen. Einmal ist der

Prototyp-Charakter der Stillegung zu berücksichtigen, zum anderen ist hier der Aufwand höher als bei einer reinen Stillegung, da die Dekontamination und Verpackung wegen der vorgesehenen Nachuntersuchungen der Komponenten Mehraufwand bedeuteten.

Zur Zeit liegt die OTTO HAHN auf dem Gelände der Rickmers-Werft in Bremerhaven und wird dort bis Ende Oktober als Vollcontainerschiff umgebaut.
Mit einem 12.000 PS Dieselmotor ausgerüstet wird sie im konventionellen Einsatz ungefähr 17 kn entsprechend 32 km/h schnell sein.

1 Auftraggeber (GKSS-Forschungszentrum)

2 Auftragnehmer (Noell)

3 Gutachter (TÜV, Nord)

4 Endabnahme (PTB)

5 Aufsichtsbehörde (AfA, Hamburg)

SST	Gestaffelte Überwachung	GKSS FORSCHUNGSZENTRUM GEESTHACHT GMBH

AKTIVITÄT DES REAKTORDRUCKBEHÄLTERS	30.000 Ci
MITTLERE KONTAMINATION	10^{-2} µCi / cm^2
KONTAMINATIONEN IN BESONDEREN BEREICHEN	$10^{-5} - 10^{-3}$ µCi / cm^2
MITTLERE ORTSDOSISLEISTUNG	1 - 5 mrem / h
EINIGE "HEISSE" STELLEN	bis 5 rem / h
GESAMTAKTIVITÄT IN FÄSSERN UND CONTAINERN	4 Ci
GESAMTAKTIVITÄT DER SEKUNDÄRANLAGE	1 mCi
EINZELRADIOAKTIVITÄTSMESSUNGEN	$> 10^6$

Radiologische Ausgangssituation

SST

20 CONTAINER á 8 m^3 MIT 180 t RADIOAKTIVEN KOMPONENTEN UND SYSTEMEN VERPACKT UND ABTRANSPORTIERT

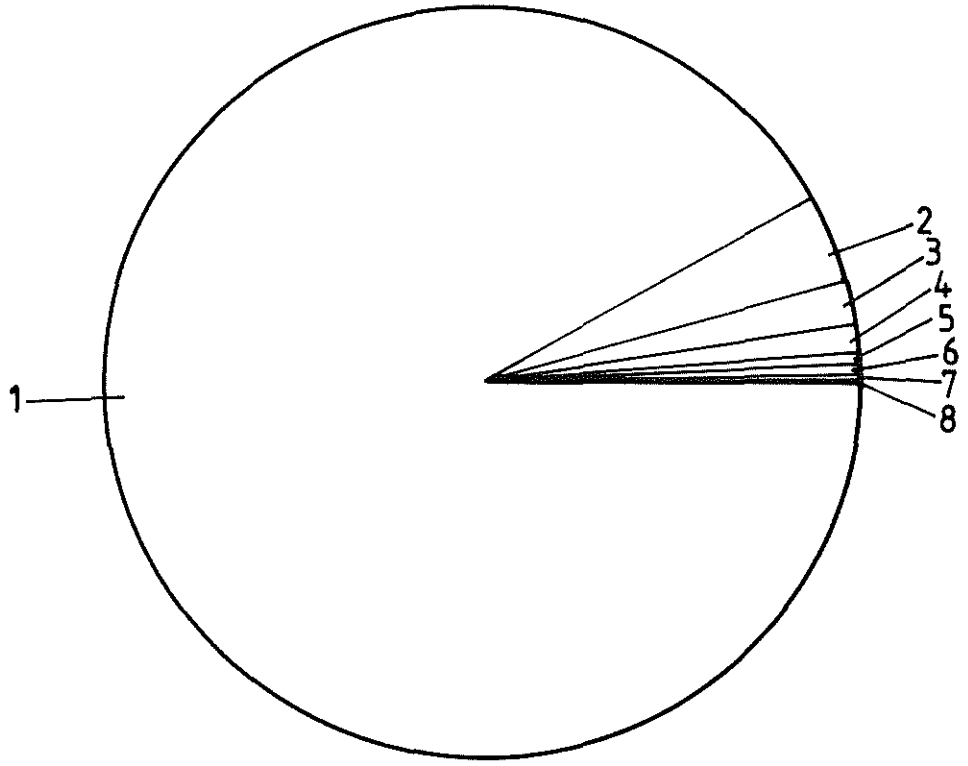
330 400-l-FÄSSER MIT 125 t SONSTIGEN TEILEN VERPACKT UND ABTRANSPORTIERT

375 t ANLAGETEILE "FREI" DEKONTAMINIERT

REAKTORDRUCKBEHÄLTER MIT SCHILDTANK VON CA. 500 t ZUM GKSS-FORSCHUNGSZENTRUM TRANSPORTIERT

480 m^3 SYSTEM-WASCH- UND DEKOABWASSER ABGEFAHREN

14000 m^2 SCHIFFSFLÄCHE, EINBAUTEN ETC. DEKONTAMINIERT.



Nr.	Nuklid	%
1	^{60}Co	91,8
2	^{125}Sb	3,8
3	^{54}Mn	1,9
4	^{144}Ce	1,2
5	^{110m}Ag	0,5
6	^{137}Cs	0,5
7	^{57}Co	0,2
8	^{134}Cs	<0,1

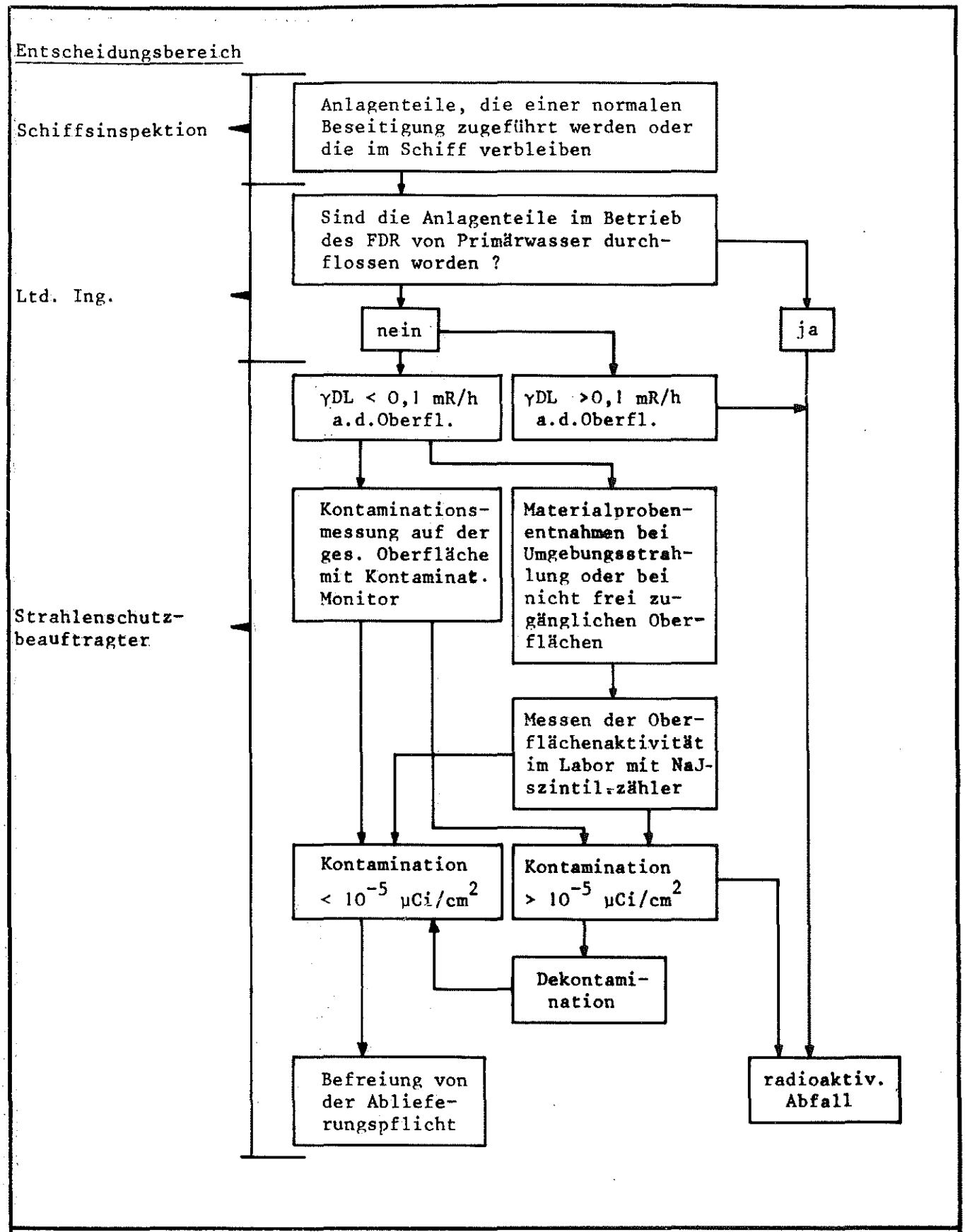
Prozentuale Verteilung der Korrosions- und Spaltprodukte in den Systemen der „N S Otto Hahn" zur Zeit der Stillegung

SST

GKSS FORSCHUNGSZENTRUM GEESTHACHT GMBH

System	Oberflächenkontamination
Primärreinigungskreislauf Aktivwassersystem	1×10^{-1} µCi / cm^2
Probenentnahmesystem Servicebecken - Innenwand	1×10^{-2} µCi / cm^2
Zwischenkühlkreislauf Abwassersystem Abgassystem	5×10^{-4} µCi / cm^2
Schildtankkühlsystem Sicherheitsbehälter: Wände, Treppen etc. Sekundärkreislauf	5×10^{-4} µCi / cm^2
Wände, Treppen etc. im Kontrollbereich außerhalb des Sicherheitsbehälters	1×10^{-6} µCi / cm^2

Mittlere Oberflächenkontamination
zur Zeit der Stillegung der „NS Otto Hahn"



Arbeitsablauf für die Entscheidungsmessungen, Stillegung „NS Otto Hahn"

SST

GKSS FORSCHUNGSZENTRUM GEESTHACHT GMBH

Schiffsbereich	2,8 - 6 µrem / h
Beton - Sekundärabschirmung	12 µrem / h
Sekundäranlage	14 µrem / h

Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung des Nuklearschiffes OTTO HAHN aus der Sicht des Entsorgers

K.H. Hutz, J. Obst
Fa. Gg. Noell Würzburg

Zusammenfassung:

Die radioaktiven Komponenten der OTTO HAHN wurden von der Firma NOELL in etwa 2 Jahren beseitigt. Das Schiff wurde danach zur uneingeschränkten Wiederverwendung freigegeben.

In dem Vortrag wird u.a. zu folgenden Punkten Stellung genommen:

- Die wesentlichen Unterschiede bei Backfitting-Maßnahmen in laufenden Kraftwerken und bei der Stillegung von kerntechnischen Anlagen werden beschrieben.
- Es wird erläutert, daß die bauliche Kenntnis der Anlage sowie die genaue Kenntnis des radiologischen Zustandes der Anlage für die Wahl der Arbeitsmittel und Arbeitsmaßnahmen sowie für die zu treffenden Strahlenschutzmaßnahmen wesentliche Randbedingungen für eine erfolgreiche Stillegung von kerntechnischen Anlagen sind.
- Weiterhin werden Vorsorgemaßnahmen zur Minimierung der Aerosolfreisetzung und der Strahlenbelastung erläutert.
- An einem Beispiel für die Zerlegung eines Wärmetauschers wird die Aerosolfreisetzung in Abhängigkeit vom Kontaminationsgrad sowie den gewählten Trennverfahren aufgezeigt. Die Folgen bezüglich Atemschutz für das Demontagepersonal und Verunreinigung der Anlage werden erläutert.
- Die Vorgehensweise zur Minimierung der Personendosis bei der Dekontamination des Brennelementlagerbeckens wird beschrieben.
- Für die Dekontamination - egal ob Soft- oder Harddekontamination - in Kernkraftwerken wird beispielhaft die Dekontamination der Sekundäranlage der OTTO HAHN geschildert. Hier wie dort gilt sicher zu stellen, daß die vorhandene Aktivität wirklich ausgetragen wird und sich nicht von einem Ort zum anderen verlagert.
- Die Erfahrungen bei der Stillegung der OTTO HAHN haben gezeigt, daß die akkumulierte Dosisbelastung pro Mann und Jahr auf etwa 15 m Sv (1.500 mrem) begrenzt werden konnte. Gleiche Werte sind auch bei der Stillegung von Kernkraftwerken zu erwarten, selbst wenn diese bereits 5 bis 10 Jahre nach Abschaltung erfolgen sollte.

Abstract:

The radioactive components of the OTTO HAHN were decommissioned by NOELL in about 2 years The release of the ship for unrestricted usage was later approved.

Some of the points to be discussed in the report are listed below:

- The essential differences between backfitting measures in current Nuclear Power Plants and in the decommissioning of nuclear facilities will be described.
- The essential factors for the successful decommissioning of nuclear facilities as structural knowledge of the facilities as well as exact knowledge of the radiological state of the facilities for the selection of work method and work measures as well as for radiation protection measures to be taken.
- Explanation of the precautionary measures to minimize the aerosol release and the radiation exposure.
- The aerosol release dependent on the degree of contamination and on the separating procedure selected will be shown on one example for the dismantling of a heat exchanger. The consequences regarding the respiratory protection for the dismantling personnel and regarding the impurity of the facilities will be discussed.
- Description of the method of procedure to minimize the individual dose during decontamination of the fuel element storage pit.
- For decontamination - whether soft or hard decontamination - in Nuclear Power Plants, the decontamination of the secondary plant of the OTTO HAHN will be described exemplarily. For this as well as the other decontamination one must ensure that the activity present is actually discharged and is not moved from one place to another.
- Experience gained when the OTTO HAHN was decommissioned has revealed that the accumulated dose exposure per man and year can be restricted to approx. 15 m Sv (1.500 mrem). Similar values are also to be expected for the decommissioning of Nuclear Power Plants - even if this should take place 5 - 10 years after shutdown.

Für die Durchführung der Stillegung des NS OTTO HAHN war eine Genehmigung erforderlich. Im Genehmigungsantrag warren alle Vorsorgemaßnahmen hinsichtlich des Strahlenschutzes zu beschreiben. Dies bedingte:

a) eine möglichst genaue Kenntnis über die Art und den Verlauf der Systeme (Ortskenntnisse)

b) eine genaue Kenntnis des radiologischen Zustandes der Anlage in Bezug auf Kontamination, Nuklidzusammensetzung, Trennungslinie zwischen Aktivierung und Kontamination, Ortsdosisleistung sowie betriebsmäßig nicht radioaktive Systeme.

Aus diesen Kenntnissen der Gesamtanlage bestimmte sich die Auswahl aller Arbeitsmittel, wobei bezüglich der Aerosolbelastung und Dosisleistung die Trenn- und Zerkleinerungswerkzeuge besonderes Augenmerk verdienten.

Aus den vorgenannten Randbedingungen und dem Einsatz aller Demontagemittel ergab sich letztens der Stillegungsablauf mit

- Anzahl der Personen

- Demontageverlauf

- Festlegung, welche Teile dekontaminiert oder verpackt werden sollen

- Strahlenschutzmaßnahmen

- Erwartete Dosisbelastung des Personals

Die so erwartete Strahlenbelastung des Personals wurde in der Stillegungsgenehmigung verankert. Gleiches galt auch für die zu erwartende Umgebungsbelastung.

Diese Regelung sowie die Sorgfaltspflicht des für das Strahlenschutzpersonal verantwortlichen Strahlenschutzbeauftragten führten auf der OTTO HAHN zu folgenden Maßnahmen:

- Generell wurde die tägliche Dosis am Stabdosimeter dokumentiert.

- Die erwartete Dosis für die Demontage eines Systems oder einer Komponenten wurde mit der tatsächlich angefallenen Dosis verglichen. Somit konnte immer auf die in der Genehmigung limitierte Gesamtdosisbelastung hochgerechnet werden.

- Für Orte mit höherer Strahlenbelastung wurden Warndosimeter getragen.

- Ergab die Dosisabschätzung des Personals einen Wert größer als 15 m Sv/Mann (1500 mrem/Mann) und Jahr, so wurde rechtzeitig eine Umschichtung des Personals vorgenommen.

- Die Möglichkeit der Aerosolfreisetzung bei den Demontagetätigkeiten wurde laufend überwacht.

- Die Aerosolverschleppung wurde durch laufende Reinigungsaktionen aus zwei Gründen minimiert:

  1. Die spätere Dekontamination der verbliebenen Schiffsstrukturen und Anlagenteile sollte so einfach wie möglich sein.

2. Die verbliebenen Strukturen mußten frei gemessen werden, da ja die Anlage aus dem ATG entlassen werden sollte.

Ein Beispiel für die Aerosolfreisetzung bei der Zerlegung eines Wärmetauschers ergab etwa folgende groben Anhaltswerte:

Bis zu einer max. Kontamination von etwa $3{,}7 \cdot 10^3$ Bq/cm² (10^{-1} µCi/cm²) konnten die Wärmetauscherrohre mit einer Hydraulikschere zerkleinert werden. Bei Anwendung von thermischen Trennverfahren oder bei Anwendung einer Flex hätte die Kontamination höchstens 3,7 Bq/cm² (10^{-4} µCi/cm²) betragen dürfen, denn in beiden Fällen wäre oberhalb der genannten Kontaminationswerte Atemschutz für das vor Ort arbeitende Personal erforderlich gewesen (Grenzwert 37 Bq/m³ (10^{-9} Ci/m³).

Hätte man prinzipiell das thermische Trennverfahren vorgezogen, hätte sich im Laufe der 2 Jahre in allen möglichen Ecken radioaktiver Staub abgesetzt, der die Dekontamination und das spätere Freimessen wesentlich erschwert hätte. Freimessen bei der OTTO HAHN bedeutete Werte kleiner 0,37 Bq/cm² (10^{-5} µCi/cm²), das entspricht in etwa 5 Impulse/sec über dem natürlichen NE mit einem üblichen Beta-Gamma-Kontaminationsmonitor.

Ein weiteres Beispiel zur Minimierung der Dosisbelastung durch Direktstrahlung betraf die Auswahl des erfolgversprechendsten Dekontmittels zur Freidekontamination des Brennelementlagerbeckens. Dieses Becken war sehr schmal, etwa nur 1,5 m breit.

Insgesamt betrug die Strahlenbelastung für die Dekontamination des Beckens 6 m Sv (600 mrem).

Allein bei der Probenahme und bei den Dekovorversuchen im Becken mit Bürste und Paste sind schon 2 m Sv (200 mrem) akkumuliert worden. Hätten wir diese so begonnene Vorort-Dekontamination so fortgesetzt, wäre ein Vielfaches der 6 m Sv (600 mrem) angefallen. Deshalb entschlossen wir uns, das Becken mittels einer Sprühdekontamination zu reinigen, was jedoch nur durch umfangreiche Vorort-Versuche möglich war. Hier wurden nach jedem Sprühgang die aufgenommene Aktivität des Dekomittels gemessen sowie mittels elektrolytischer Abtragung der besprühten Beckenfläche die abgetragene Kontamination bzw. die Restkontamination. Aus allem ergab sich, daß das Becken mit 7 Sprühumläufen dekontaminiert werden konnte, so daß nur noch an den Inhomogenitäten der Beckenauskleidung die letzten Restaktivitäten manuell entfernt werden mußten, was jedoch kaum noch zur Dosisbelastung beitrug.

Die Erfahrungen bei der Stillegung der OTTO HAHN haben gezeigt, daß die akkumulierte Dosisbelastung pro Mann und Jahr auf etwa 15 m Sv (1500 mrem) begrenzt werden konnte.

Ferner zeigte der Demontageablauf auf, daß die Strahlenschutzmaßnahmen so abgefaßt sein sollten, daß der verantwortliche Strahlenschutzbeauftragte jederzeit Freiheit für sinnvolle Entscheidungen hat. Dieses wurde Gott sei Dank seitens der Genehmigungsbehörde ermöglicht. Dank der Kompaktheit der Gesamtanlage hatte der Strahlenschutzbeauftragte auch zu jeder Stunde einen genauen Überblick über das jeweilige Geschehen an den verschiedenen Demontage- und Verpackungsorten.

Abschließend noch eine Betrachtung zur Minimierung der Kollektivdosis sowie der sich daraus ergebenden veränderten Arbeitsbedingungen

- beim Zerlegen oder auch

- beim Austauschen von Rohrleitungssystemen

am Beispiel der dekontaminierten Sekundäranlage der OTTO HAHN.

Es gibt heute eine Vielfalt von Verfahren zur Dekontamination von Rohrleitungen. Die Auswahl dieser Verfahren wird in zunehmendem Maße durch die mehr oder weniger problemlose Beseitigung des dabei anfallenden Sekundärwastes bestimmt. Im Falle der Sekundäranlage OTTO HAHN, und so sollte es auch bei der Dekontamination von auszutauschenden Komponenten in Kraftwerken sein, wurde zunächst das Aktivitätsinventar möglichst genau ermittelt. Dafür wurden Probenstücke aus den Systemen herausgeschnitten, die dann nuklidspezifisch untersucht wurden. Aufgrund dieser Erkenntnisse wurde dann das anzuwendende Dekoverfahren festgelegt. Während der Dekontamination wurden die Aktivität

- der Reinigungslösung,

- der Schlämme und Filtrate sowie die Restaktivität

- der noch zu reinigenden Flächen

ständig gemessen, um sicherzustellen, daß auch ein Dekontfortschritt erreicht wurde. Durch diese Messung in den ver-

schiedenen Stufen konnte man erkennen, daß die vorhandene Aktivität wirklich ausgetragen worden war und sich nicht von einem Ort zum anderen verlagerte.

So gereinigte Systeme können dann in der Regel ohne besondere Strahlenschutzmaßnahmen demontiert werden. Der Bau von Zelten, umfangreichen Abschirmungen für den Ausbau und den Transport von Komponenten würde dabei entfallen.

Eine weitere Optimierung der Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung von Nuklearanlagen ist durch den Personaleinsatz möglich. Da die Verfügbarkeit der Anlage hier nicht zur Debatte steht, soll angestrebt werden, mit möglichst geringem Personalaufwand, dafür aber hoher Personalqualifikation, die Stillegung durchzuführen. Dies bedingt aber, daß der Auftrag weitgehend in der Hand einer Fachfirma liegt und nicht, wie bisher bei der Revision zwingend nötig, einer Vielzahl von Fachfirmen übertragen wird.

Im Vergleich mit größeren Revisionen bzw. Backfittingmaßnahmen in Kernkraftwerken ergeben sich zur Stillegung im wesentlichen folgende Unterschiede:

- Bei der Stillegung werden zum Schutz des Demontagepersonals teilweise andere Vorsorgemaßnahmen getroffen als beispielsweise bei einer Revision. So werden z. B. täglich die zu demontierenden Strecken frei gegeben. Dies ist bei dem weitaus geringeren Personalbedarf für die Stillegung möglich.

- Der Nachweis der Freiheit von künstlicher Radioaktivität und somit die Entlassung der Restanlage aus dem ATG ist das Ziel der Stillegung.

- In der Regel wird eine Stillegung durch nur eine Fachfirma ausgeführt, dies ermöglicht eine bessere Optimierung der zu treffenden Vorsorgemaßnahmen. Aus diesem Grund ist dann auch die Optimierung des Gesamtarbeitsablaufes einfacher.

Bei Revisionen und größeren Austauschaktionen spielt die Wiederverfügbarkeit der Anlage zunächst eine dominierende Rolle. Die meisten Tätigkeiten spielen sich im Rahmen von laufenden Betriebsgenehmigungen ab.

Strahlenschutzaspekte bei der Stillegung des Kernkraftwerks Niederaichbach

U. Löschhorn
KfK Karlsruhe

U. Birkhold und J. Obst
Fa. Gg. Noell, Würzburg

W. Stasch
Nuklear-Ingenieur-Service-GmbH, Frankfurt

Zusammenfassung:

Im Zuge des Demontageplanung für die totale Beseitigung der Anlage KKN war es erforderlich, alle mit dem Demontageablauf einhergehenden radiologischen Auswirkungen zu untersuchen. Dies waren neben den Untersuchungen über Aerosolaktivitätsfreisetzungen whärend der Zerlegung von Anlagenteilen umfangreiche Berechnungen von Abschirmungen.

Eine wesentliche Zielsetzung ist, die Demontagearbeiten mit möglichst geringer Strahlenexposition gemäß der Strahlenschutzgrundsätze (§ 28 der StrlSchV) durchzuführen. Die Abschirmungen wurden demzufolge so ausgelegt, daß z.B. in Daueraufenthaltsbereichen eine Dosisleistung von 0,5 mrem/h nicht überschritten wird.

Für Komponenten, die in einer bestimmten Größe ausgebaut werden, wurden radiologische Entscheidungskurven (Dosisleistung/Abstand) für die Handhabung ermittelt.

Einleitung

Das Kernkraftwerk Niederaichbach wurde als erste Anlage in der Bundesrepublik Deutschland in den Gesicherten Einschluß überführt.

Beim gesicherten Einschluß sind die in der Anlage verbliebenen radioaktiven Materialien innerhalb der Anlage dicht und sicher eingeschlossen. Wie bisherige Stillegungen zeigen, kann die Art des gesicherten Einschlusses unterschiedlich sein. Bei einer Minimallösung werden die Brennelemente und Betriebsmedien aus der Anlage entfernt. Diese Ausführung erfordert geringe Herbeiführungskosten, aber einen hohen Betriebs-, d.h. Unterhaltungs- und Überwachungsaufwand. Um diesen zu verringern, können die radioaktiven Teile in einem einzigen Gebäude eingelagert werden, wie z.B. beim Kernkraftwerk Niederaichbach im Sicherheitsbehälter.

Das Kernkraftwerk Niederaichbach soll nicht im Zustand " Gesicherter Einschluß" verbleiben, sondern total beseitigt werden.

Die Überführung der Anlage KKN in die Stillegungsstufe 1, in den Gesicherten Einschluß, wurde im Oktober 1981 mit der Erteilung der Einschlußgenehmigung nach § 7 Atomgesetz abgeschlossen.

Die Planungsarbeiten für die Stillegungsstufe 2, d.h. für die totale Beseitigung der Anlage, und die Arbeiten zur Erreichung der Beseitigungsgenehmigung sind abgeschlossen. Die Genehmigung zur Beseitigung der Anlage KKN wird zum Anfang 1984 erwartet.

Zustand "Gesicherter Einschluß"

In der Anlage sind nur noch feste radioaktive Stoffe vorhanden, nämlich 500 Mg aktiviertes Material mit einem Aktivitätsinventar von ca. 8 E + 13 Bq (ca. 2.000 Ci), ca. 1.700 Mg kontaminiertes Material mit einem Kontaminationsgrad zwischen 10^{-1} und 10^{+2} Bq/cm^2 und einem Aktivitätsinventar von ca. 10^{11} Bq (wenige Ci) sowie ca. 500 Mg schwach aktivierter Beton des inneren Bereiches des Biologischen Schildes. Sie sind im Sicherheitsbehälter, der den Kontrollbereich umfaßt, in umschlossener Form sicher eingeschlossen.

Im Zuge der Herbeiführung des gesicherten Einschlusses sind verschiedene Materialien und Abfallstoffe aus dem Kontrollbereich nach Freimesssung ausgeschleust worden. Die entsprechenden Freigrenzen und Meßmethoden wurden zusammen mit der Genehmigungsbehörde festgelegt.

Es wird weder eine äußere noch innere Einwirkung gesehen, die eine Verbreitung der festen radioaktiven Stoffe in die Umgebung zur Folge haben könnte. Ergänzt wird der Schutz der Umgebung durch Überwachungsmaßnahmen technischer und organisatorischer Art, wie z.B.:

Beweissicherung durch Aktivitätsmessungen in der Regenerierabluft, Personendosimetrie und regelmäßige Kontrollen der Außenanlagen, des Reaktorgebäudes und des Kontrollbereiches.

Eine Strahlengefährdung von Personen im Kontrollbereich infolge der dort gelagerten umschlossenen radioaktiven Materialien ist nicht gegeben, da der gesicherte Einschluß so ausgeführt ist, daß in allen begehbaren Bereichen die Dosisleistung 1 mrem/h und damit eine gefahrlose Wahrnehmung aller Überwachungs- und Kontrollmaßnahmen möglich ist.

Radiologische Bewertung

Aktivitätsinventar

Das rechnerisch ermittelte Aktivitätsinventar der Anlage KKN betrug 1977 ca. 6 E + 14 Bq bezogen auf Co-60 (ca. 15.000 Ci). Nachprüfungen in Form von Probenahmen und radiologischer Auswertung haben ergeben, daß die Berechnungsannahmen (im wesentlichen der Co-60 Anteil) zu konservativ waren, da nur noch eine Aktivität von ca. 8 E + 13 Bq nachgewiesen werden konnte. Sie verteilt sich zu ca. 99 % auf die Massen innerhalb des Biologischen Schildes im bestehenden Kontrollbereich (Sicherheitshülle). In den Druckrohren mit ihrem Massenanteil von ca. 0,6 % sind ca. 70 % des Aktivitätsinventars enthalten; d.h., durch Entfernen dieser Rohre wird das Aktivitätsinventar erheblich reduziert. Nur wenige ca. 2 E + 11 Bq (ca. 5 Ci) sind als Kontamination im Primärkreislauf außerhalb des Biologischen Schildes enthalten.

Dosisleistung

Analog dem vorhandenen Aktivitätsinventar und bezogen auf den harten Gammastrahler Co-60 ergeben sich die Dosisleistungsbereiche wie im Bild dargestellt. Es ist ersichtlich, daß im Bereich der schraffierten Zonen (siehe Abbildung 1) die Demontage fernbedient erfolgen muß. Außerhalb dieser Zonen und insbesondere außerhalb des biologischen Schildes können alle Demontagearbeiten vor Ort ohne Fernbedienung erfolgen.

Abschirmberechnungen

Die Strahlenabschirmberechnungen waren u.a. notwendig für die

- Auslegung der Arbeitsräume, wie z.B. des Steuerhauses mit 0,5 mR/h, was einer Jahresstrahlenbelastung von 1 rem/Person bei 2.000 Betriebsstunden entspricht.
- Abschätzung der Strahlenbelastung bei Demontagearbeiten sowie Wartungs- und Reparaturmaßnahmen (z.B. am Drehmanipulator).

- Entscheidungsfindung, ob der Einsatz fernbedienter Geräte notwendig ist oder noch manuell vor Ort gearbeitet werden kann.
- Bestimmung der voraussichtlichen kollektiven Beseitigungsdosis.

Gamma-Ortsdosisleistungen (Basis Co-60) wurden für verschiedene Reaktorteile bestimmt. Die errechneten Kurven sind auf den Termin 1982 bezogen, d.h. das Abklingen der Nuklide bis zu diesem Zeitpunkt ist entsprechend berücksichtigt. In einer zusätzlichen Betrachtung wurden die errechneten Dosisleistungen mit Messungen verglichen, die 1977 im Reaktor innerhalb der Druckrohre durchführt wurden. Anhand dieses Vergleiches konnte eine weitere Korrektur erfolgen, so daß die dargestellten Kurven als realitätsnah angesehen werden können. Diese Kurven, die für alle wesentlichen Teile erstellt wurden, sind Gebrauchskurven für Demontageentscheidungen, aus denen man die entfernungsabhängigen Dosisleistungen bestimmter Teile leicht ersehen kann.

Neben der Berechnung der Dosisleistung einzelner Teile ist es notwendig, auch neu einzurichtende Arbeitsbereiche zu betrachten. Am Beispiel des Steuerhauses auf der Reaktorbühne sollen die Grundüberlegungen dargestellt werden. Zunächst ist der maximale Strahlenpegel, der während der Demontage auftritt, zu finden. Dies ist dargestellt durch die gleichzeitig vorhandenen Strahlenquellen S1 bis S4. Der Aufpunkt P1, d.h. der Punkt, für den die Dosisleistung ermittelt werden soll, die aus den Strahlenquellen S1 bis S4 resultiert, befindet sich im Steuerhaus. Dieser Aufpunkt P1 wird durch die Direkt- und Reflexionsstrahlung der verschiedenen Quellen beaufschlagt (Berechnungsbasis Co-60). Aus dem Schnittbild des Reaktors ist zu erkennen, daß auch die Strahlung aus dem Reaktor zu berücksichtigen ist (Abb. 2 und 3).

Die Berechnungen führten zu folgenden Abmessungen des Steuerhauses:

Wanddicke 80 cm Beton oder 15 cm Pb (5:1)
Dachdicke 15 cm Beton oder 0,4 cm Pb (37:1).

Der große Unterschied in der Dachdicke beim Vergleich Beton mit Blei (37:1) entspricht den Abschirmwirkungen bei den relativ niedrigen Energien der Reflexionsstrahlung (0,3 MeV). Die Direktstrahlung von Co-60 beträgt dagegen bis zu 1,3 MeV.

Die tatsächlichen Wandstärken ergeben sich jedoch aus der berechneten Dicke bezogen auf die Jahresstrahlenbelastung (1 rem/a) minus eines Anteils der zeitabhängig ist. Besteht z.B. der maximale Zustand der Strahlung im Steuerhausbereich nur eine kurze Zeit (einige Wochen), so könnten die Wände entsprechend dünner ausgeführt und für den Zeitraum der höchsten Strahlung ggf. zusätzliche mobile Abschirmungen eingesetzt werden.

Betrachtungen über mögliche Umgebungsbelastungen aus Demontage- und Beseitigungsvorgängen

Die Anlage KKN ist im Prinzip kein Kernkraftwerk mehr. Diese Feststellung gilt prinzipiell für alle LWR's nach deren bestimmungsgemäßen Betrieb und endgültiger Abschaltung. Das vorhandene radiologische Potential ist im wesentlichen nur noch durch den aktivierten Stahl und die teilweise kontaminierten Rohrleitungen gegeben. Die vorhandene Radioaktivität ist entweder in der Struktur der zu demontierenden Teile selbst (aktivierter Stahl) gebunden, oder an den Teilen in der Regel fest angelagert (kontaminierter Bereich).

Der Einschluß der Radioaktivität ist auch während der Demontage und Beseitigung durch die Sicherheitshülle und das Reaktorgebäude sicher gewährleistet.

Es wurden verschiedene hypothetische Störungen betrachtet, diskutiert und berechnet (u.a. Brand, Explosion). In keinem Fall konnten unzulässige Auswirkungen ermittelt werden (z.B. über Ausbreitungsrechnungen). Im Gegenteil, alle Werte befanden sich in weitem Abstand unterhalb der Grenzwerte. Diese Ergebnisse bestätigten im Grunde unsere Vorstellungen zu Beginn der Planung, daß das verbliebene radiologische Risiko der Anlage KKN sehr gering ist.

Freigabeverfahren für die Kontrollbereichsmassen

Die in der Anlage KKN gesichert eingeschlossenen und zu beseitigenden Massen gliedern sich auf in

- radioaktive Abfälle
- Abfälle ohne künstliche Aktivität
- Sekundärabfälle, inaktiv/radioaktiv

die entweder in ein Lager oder auf eine Deponie verbracht werden müssen.

Die Grenzwerte für den genehmigungsfreien Umgang der inaktiven Massen wurden auf Basis der StrlSchV beantragt.

Im folgenden Bild ist der Fluß aller Massen, die den Kontrollbereich verlassen, dargestellt. Die Massen sind aufgeteilt dargestellt in: inaktiv, kontaminiert und aktiviert. Begleitend zu den Behandlungsstufen der Massen (Probenahmen, Demontieren, Transportieren und Ausschleusen) sind die zugehörigen vier Dokumentationsschritte angegeben. Den Dokumentationsstufen sind Formblätter zugeordnet, in denen alle für die Begleitung der Massen notwendigen Daten eingetragen werden. Über die begleitende Datenerfassung des Massenflusses soll nachvollziehbar sichergestellt werden, daß alle Massen den für sie bestimmten Weg durchlaufen. Im Prinzip sind dies zwei Wege:

a) Die radioaktiven Massen werden den Transport- und Lagerbedingungen entsprechend konditioniert und verpackt, freigegeben (freigemessen) und aus dem Kontrollbereich ausgeschleust.

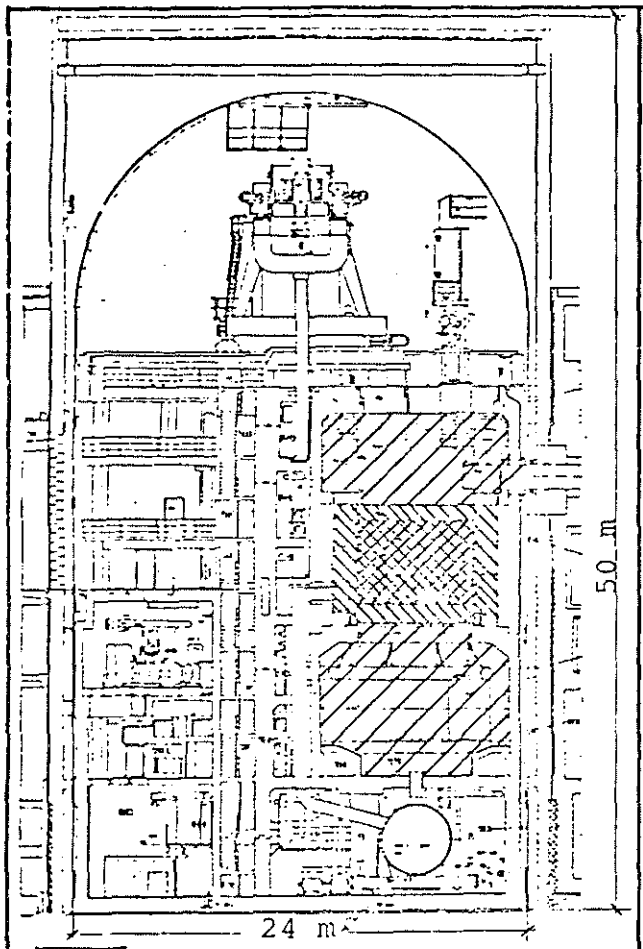
b) Die inaktiven Massen, die betrieblich nicht mit radioaktiven Medien beaufschlagt waren, werden vorgegebenen Entscheidungsstufen zugeordnet. Dies sind:
   - Identifikation und Kennzeichnung der betriebsmäßig inaktiven Systeme und Komponenten
   - Repräsentative Proben von diesen Systemen und Komponenten

- Entscheidungsmessungen der demontierten Teile und Komponenten und nachfolgend Kontrollmessungen durch die Behörde vor der Ausschleusung aus dem Kontrollbereich

Erst nach Durchlaufen dieser Stufen ist eine Freigabe zur Verschrottung oder Deponielagerung vorbehaltlich behördlicher Kontrollmessungen vorgesehen. Der wesentliche meßtechnische Aufwand liegt also im Nachweis, daß die als inaktiv eingestuften Massen tatsächlich inaktiv sind und als solche ohne zwischenzeitliche Kontamination auch den Kontrollbereich verlassen und damit ohne Restriktion auf eine Deponie verbracht oder verschrottet werden können.

Die als radioaktiv eingestuften Massen bedingen keinen so großen meßtechnischen Aufwand, da sie entsprechend konditioniert und verpackt in wiederkehrender gleicher Meßgeometrie vorliegen und damit einfacher meßbar sind. Weiterhin befinden sie sich nicht im Nahbereich der meßtechnischen Nachweisgrenzen.

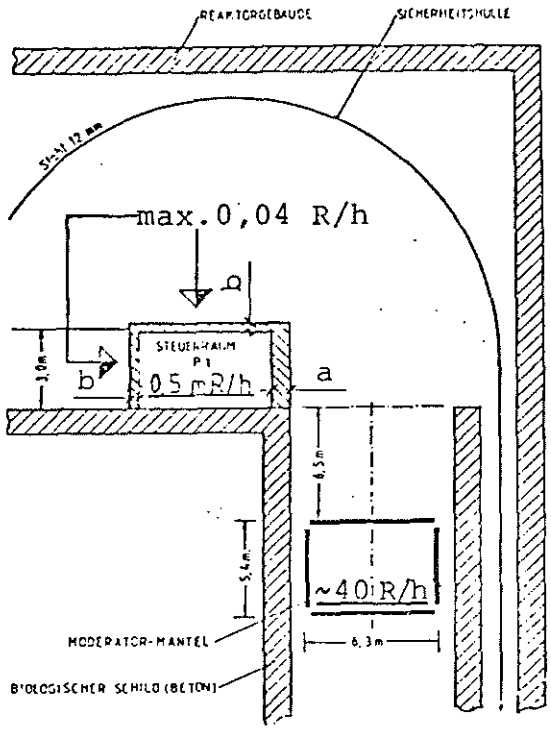
Nach Entfernen aller radioaktiven Teile aus dem Kontrollbereich, was auch die Dekontamination des Kontrollbereiches selbst einschließt, ist vorgesehen, die Aufhebung des Kontrollbereiches und damit Entlassung der Anlage aus der atomrechtlichen Genehmigung zu erreichen.
Alle folgenden Tätigkeiten sind dann konventioneller Art.



ca. 0,001 bis 0,1 R/h
ca. 0,1 bis 10 R/h
ca. 10 bis 40 R/h

Dosisleistungen

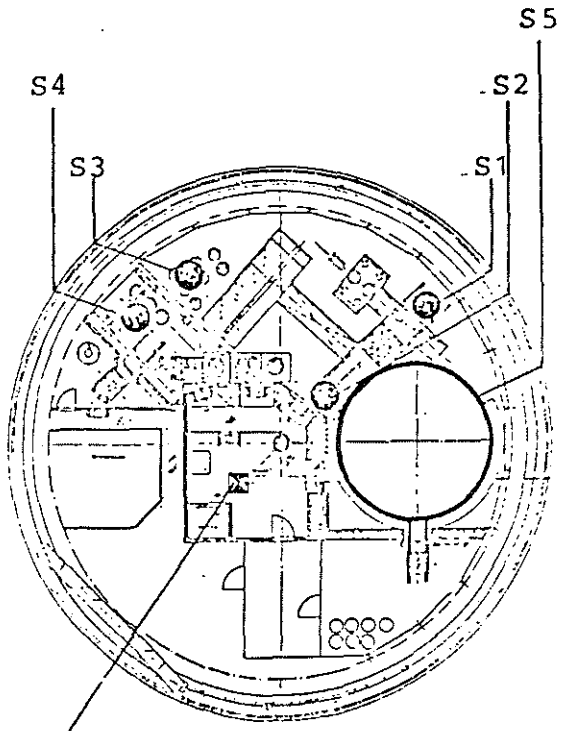
BILD 1



Wandstärken
a = 80 cm Normalbeton
b = 25 cm Normalbeton
oder 6,0 cm Stahl
oder 0,8 cm Blei

Abschirmwandstärken des Steuerraumes

BILD 2



Aufpunkt P1 im Steuerraum

Strahlenquellen auf der Reaktorbühne während der Konditionierung

BILD 3

Demontage und Beseitigung
Anlage Niederaichbach

NOELL Nis

Dekontamination und Beseitigung von ausgebauten Reaktorkomponenten

M. Laser, F. Rosenbaum, W. Schulz
KFA Jülich

Zusammenfassung:

Ausgebaute oder abgebaute Anlagenteile sollen nach dem Atomgesetz schadlos verwertet oder, wenn dies nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht möglich, wirtschaftlich nicht vertretbar oder aus anderen wichtigen Gründen nicht möglich ist, als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt werden. Zu diesen wichtigen Gründen, die eine Verwertung ausschließen, kann die Strahlenexposition des Personals bei notwendigen Dekontaminationsarbeiten gehören. Die Entscheidung zwischen den Alternativen "Verwertung" oder "Abfallbeseitigung" muß auf Grund einer Güterabwägung erfolgen.

Aktivierte Ausbauteile können in der Regel nicht schadlos verwertet werden, so daß sie als radioaktiver Abfall, gegebenfalls nach entsprechender Konditionierung, beseitigt werden müssen.

Bei schwach kontaminierten Komponenten, wie z.B. Brennelementlagergestellen oder Komponenten aus dem Sekundärkreislauf eines Druckwasserreaktors schließt die Strahlenexposition des Personals in der Regel Dekontaminationsarbeiten nicht aus. Die Optimierung wird daher nach wirtschaftlichen Erwägungen erfolgen.

Für stark kontaminierte Teile mit einer Oberflächendosisleistung bis 10 R/h hat es sich als zweckmäßig erwiesen, größere Teile, die bis zu 5 t wiegen können, in großen Beizbädern vorzudekontaminieren. Dabei wird in der Regel eine Reduktion der Dosisleistung auf Werte unter 100 mR/h erreicht. Jetzt ist eine Zerlegung (mechan. oder therm.) in handliche Teile ohne Fernbedienung möglich. Eine Feindekontamination kann sich dann anschließen.
Bei der Optimierung nach wirtschaftlichen Gesichtspunkten spielt auch das "Freimessen" der dekontaminierten Teile eine wichtige Rolle.

Zur Erleichterung der "Freimessung" bei komplizierten Oberflächen wurden von KELLER (KFA Jülich; s. gesonderte Vortragsanmeldung) Sonden zum Ausmessen von Rohren und Kehlen entwickelt.

In Zusammenarbeit mit Genehmigungsbehörden und Sachverständigen wurden Meßmethoden und der Umfang der Dokumentation für freizugebende dekontaminierte Teile festgelegt.

Die spezifische Aktivität darf in der Regel das 10^{-4}-fache der Freigrenze pro Gramm und die Kontamination $10^{-5}\mu Ci/cm^2$ nicht überschreiten. Einige Genehmigungsbehörden haben außerdem Mengenbegrenzungen gefordert.

1. Einleitung

In zahlreichen deutschen Kernkraftwerken wurden in den vergangenen Jahren Umrüstungs- und Reparaturmaßnahmen durchgeführt. So sind der Ersatz der früher üblichen Lagergestelle für Brennelemente durch Kompaktlagergestelle und die umfangreichen Umrüstungen in Siedewasserreaktoren besonders zu nennen. Insgesamt sind etwa 600 Mg Material, überwiegend Edelstahl, angefallen. Der größte Teil ist kontaminiert, aktivierte Anteile sind nur in geringem Maße vorhanden. Allerdings sind auch bei den als "kontaminiert" deklarierten Komponenten gelegentlich geringe Aktivierungen nicht auszuschließen.
Der Betreiber des betreffenden Kernkraftwerkes hat nach § 9a AtG "dafür zu sorgen, daß anfallende radioaktive Reststoffe sowie ausgebaute oder abgebaute radioaktive Anlagenteile ... schadlos verwertet werden, oder, soweit dies nach dem Stand der Wissenschaft und Technik nicht möglich, wirtschaftlich nicht vertretbar oder mit den in § 1 Nr. 2 bis 4 AtG bezeichneten Zwecken (Schutz von Leben, Gesundheit und Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie, Gefährdung der Sicherheit der Bundesrepublik, Erfüllung internationaler Verpflichtungen) unvereinbar ist, als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt werden."

Für aktivierte Ausbauteile ist eine schadlose Verwertung in der Regel nicht möglich, so daß sie als radioaktiver Abfall geordnet beseitigt werden müssen. Kontaminierte Komponenten dagegen können meist dekontaminiert und eingeschmolzen werden. Die Entscheidung über Verwertung nach der Dekontamination oder Beseitigung als radioaktiver Abfall muß in diesem Falle unter Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals (Schutz der Gesundheit nach § 1 Nr. 2 AtG) und der Kosten erfolgen.

2. Rechtliche Grundlagen

§ 9a des Atomgesetzes schreibt zwar die schadlose Verwertung von radioaktiven Anlagenteilen vor, soweit dies möglich ist. Die Randbedingungen, unter denen die Verwertung aber erfolgen kann, sind weitgehend offen. Insbesondere ist die maximal zulässige Restkontamination und ggf. eine maximal zulässige Aktivierung nicht festgeschrieben. § 2 Nr. 2 definiert lediglich:
"Nicht als radioaktive Stoffe im Sinne dieses Gesetzes gelten solche radioaktiven Abfälle, die nicht an Anlagen nach § 9a Abs. 3 (Landessammelstellen, Anlagen zur Sicherstellung und Endlagerung radioaktiver Abfälle) abzuliefern sind und für die wegen ihrer geringfügigen Aktivität keine besondere Beseitigung zum Schutze von Leben, Gesundheit und Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen nach § 9a Abs. 2 Satz 2 bestimmt, angeordnet oder genehmigt worden ist."

Dekontaminierte Teile, die schadlos verwertet werden sollen, sind aber keine Abfälle. Der Paragraph kann daher ggf. nur sinngemäß angewendet werden.
Anlage IX der StrlSchV enthält Grenzwerte für Schutzmaßnahmen bei

Oberflächenkontamination von Arbeitsplätzen und Gegenständen. In Spalte 4 der Tabelle sind die Grenzwerte der Flächenkontamination von Arbeitsgegenständen, Kleidung und Wäsche außerhalb von betrieblichen Überwachungsbereichen (0,037 Bq α-Aktivität/cm^2, 0,37 Bq sonstige Aktivität/cm^2) aufgeführt. Auch diese Werte können nur als Anhaltspunkt benutzt werden.
Um den Begriff "geringfügige Aktivität" zu konkretisieren, hat der BMI in seinem Rundschreiben vom 20.09.1979 - RS II 1 - 511 831/11 - zur Auslegung des § 4 Abs. 4 Satz 1 Nr. 2e StrlSchV das 10^{-4}-fache der Freigrenze pro Gramm als Richtwert für die Freigabe von radioaktiven Abfällen zur konventionellen Beseitigung angegeben. Unter Berücksichtigung der Umstände wie Art und Menge des Abfalls, Beseitigungsart und -ort usw. kann jedoch nach Auffassung des BMI auch eine höhere oder niedrigere spezifische Aktivität genehmigt werden. Eine atomrechtliche Genehmigung ist aber in jedem Falle notwendig, da Abfälle aus dem genehmigungspflichtigen Umgang unabhängig von der spezifischen Aktivität oder dem Aktivitätsinventar radioaktive Stoffe und damit dem Atomrecht unterstellt bleiben, bis Abweichendes bestimmt, angeordnet oder genehmigt worden ist (§ 9a Abs. 1 Nr. 2 (2)). Aber auch dies gilt eben für radioaktive Abfälle und nicht unbedingt für schadlos zu verwertende Ausbaukomponenten. In Anlehnung an diese Vorschriften hat sich in der jüngsten Vergangenheit eine gewisse Genehmigungspraxis entwickelt.
Zunächst wurden seit vielen Jahren dekontaminierte Geräte für die Wiederverwendung freigegeben, wenn ihre Oberflächenkontamination unter den in Anlage IX der StrlSchV, Spalte 4, aufgeführten Werten lag.
Eine besondere Genehmigung war dazu nicht notwendig. § 64 StrlSchV in Verbindung mit Anlage IX schien eine hinreichende Rechtsgrundlage für dieses Vorgehen zu liefern. Bedenken allerdings traten auf, als es sich um große Mengen an Material handelte, wie sie bei den Umrüst- und Reparaturmaßnahmen in den Kernkraftwerken anfielen. Denn selbst bei Einhaltung der Werte für die Oberflächenkontamination nach Anlage IX werden die Freigrenzenwerte nach Anlage IV StrlSchV bzw. die Grenzwerte für anzeigenbedürftigen Umgang nach Anlage II oder für genehmigungs- und anzeigenfreien Umgang nach Anlage III oft wesentlich überschritten. Auch erscheint eine strengere Kontrolle solch großer Mengen angezeigt.
Aus diesem Grunde haben die Genehmigungsbehörden in mehreren Fällen die Bedingungen für eine Freigabe von Schrott in den jeweiligen Umgangs- bzw. Betriebsgenehmigungen in Form von Auflagen festgeschrieben. In allen uns bekannten Fällen wurde

- die Unterschreitung der Oberflächenkontaminationsgrenzwerte nach Anlage IX, Spalte 4, <u>und</u>
- die Unterschreitung des 10^{-4}-fachen der Freigrenze pro Gramm

zur Bedingung gemacht. Darüber hinaus wurden in einigen Fällen die Chargengröße und die Abgabenfrequenz festgelegt, ja sogar die Verteilung der Chargen auf mehrere verschiedene Abnehmer (z. B. Gießereien). Vor Freigabe des Materials ist in der Regel eine ausführliche Dokumentation vorzulegen.

3. Transport, Dekontamination und Zerlegung

Die Ausbauteile werden in Ganzstahlcontainern, Betoncontainern (20- bzw. 10-Fuß-Container) oder in Abschirmbehältern (z. B. TN 30) mit der Bahn über den Gleisanschluß oder mit Tiefladern über die Straße in der KFA angeliefert. Der Inhalt ist doppelt in Polyethylen-Folie verpackt, so daß das Risiko einer Kontamination beim Entladen im Betriebsgebäude minimiert wird. Soweit es sich um Großkomponenten handelt, müssen sie so weit vorzerkleinert sein, daß kein Teil mehr als 5 Mg wiegt und nicht mehr als 3,00 m lang, 2,50 m breit und 2,00 m hoch ist. Die Dosisleistung an der Oberfläche der Ausbauteile ist zwar in der Regel niedrig, so daß eine Abschirmung nicht notwendig ist, kann jedoch auch Werte von etwa $2{,}6 \cdot 10^{-3}$ C/kg·h (= 10 R/h) erreichen. Die Teile werden zunächst in einem 10-m^3-Beizbecken mit einer Mischung aus Salpeter- und Flußsäure gebeizt. Im Falle von Komponenten mit hoher Oberflächendosisleistung wird auf diese Weise eine erhebliche Vordekontamination erreicht, so daß bei weiteren Bearbeitungsschritten die Strahlenexposition des Personals klein gehalten wird. Gegebenenfalls wird das Beizen wiederholt. Das Ergebnis der Dekontaminationsbeize hängt stark vom Material und dem Grad der Kontamination ab (Tab. 1).

Komponente	Kontamination vor der 1. Beizung	Kontamination nach der 1. Beizung
Dampftrockner	$1{,}3 \cdot 10^{-3}$ C/kg·h (5 R/h)	$5{,}2 \cdot 10^{-4}$ C/kg·h (2 R/h)
Turbinenteil	$7{,}7 \cdot 10^{-6}$ C/kg·h (0,030 R/h)	1,5 Bq/cm^2
Brennelement-Gestell	$2{,}6 \cdot 10^{-5}$ C/kg·h (0,100 R/h)	2,3 Bq/cm^2

Tab. 1: Wirkung des HNO_3/HF-Beizbades

Nach der Vordekontamination werden die großen Teile weiter zerlegt. Insbesondere werden der Messung unzugängliche Teile herausgeschnitten und eventuell Schweißperlen, die Aktivität eingeschlossen haben, abgetrennt. Für diese Arbeiten steht eine begehbare Kabine zur Verfügung. Für die Zerlegung von Edelstahlteilen wird meist das Plasma-, für die Zerlegung von Normalstahl das Autogen-Brennschneidverfahren eingesetzt.

Das zerkleinerte Material wird anschließend dem ersten Enddekontaminationsschritt zugeführt. Danach folgt eine Vormessung, bei der jedes Einzelteil mit einer laufenden Nummer gekennzeichnet wird. Die Vormessung entscheidet darüber, ob weitere Dekontaminationsschritte folgen müssen oder ob das Teil der Entscheidungsmessung - unter möglichst niedrigem Nulleffekt - zugeführt werden kann. Die Ergebnisse dieser Messung werden in einem Protokoll erfaßt. Teile, die diese Endmessung nicht bestehen, gehen entweder in die Dekontaminationsbehandlung zurück oder werden als radioaktiver Abfall behandelt. Zur Enddekontami-

nation werden fallweise das Beizen mit Salpetersäure-Flußsäure-Gemischen oder mit Beizpasten oder auch mechanische abrasive Verfahren eingesetzt.

4. Freigabe von dekontaminiertem Schrott

Für die Freigabe des dekontaminierten Schrotts wurde zusammen mit den Kunden, den für den Kunden zuständigen Genehmigungsbehörden und einem unabhängigen Gutachter (TÜV) ein Meß- und Dokumentationsverfahren ausgearbeitet. Danach messen Mitarbeiter der Gruppe Entstrahlungstechnik 100 % der Oberflächen des freizugebenden Materials auf eventuell noch vorhandene Oberflächenkontamination aus. Der Messung nicht zugängliche Teile werden als radioaktiver Abfall behandelt. Die Messung erfolgt mit einem Kontaminationsmonitor mit Großflächenzähler (FHT 111 oder TMB 2.1). Bei unregelmäßig gestalteten Oberflächen werden Abstände von maximal 30 mm zwischen Meßsonde und Oberfläche toleriert. Rohraußenseiten werden mit einem von KELLER (1) entwickelten Rollautomaten ausgemessen. Für die Innenseiten von Rohren mit einem Durchmesser von 20 mm und größer sowie für Hohlkehlen steht eine ebenfalls von KELLER entwickelte spezielle Meßsonde zur Verfügung.
Von dem auf diese Weise vom Betriebspersonal ausgemessenen Material mißt die vom Betrieb unabhängige Strahlenschutzgruppe der Technischen Dienste der KFA 10 % der Oberflächen nach.
Die spezifische Aktivität des Materials bestimmt das Meßlabor der Betriebsabteilung Dekontamination an jeweils drei repräsentativen Proben einer Charge von max. 1 Mg. An einer dieser Proben wird auch die α-Aktivität bestimmt. Die Proben werden aufbewahrt und auf Wunsch zur Überprüfung einem unabhängigen Sachverständigen zur Verfügung gestellt.

Die Messungen werden dokumentiert. Das Meßprotokoll zeigt Tab. 2.
Die von der KFA ausgeführten Messungen sind keine offiziellen Freigabemessungen. Daher werden von einem unabhängigen Sachverständigen (TÜV) Nachmessungen durchgeführt und deren Ergebnis mit den protokollierten Meßergebnissen der KFA verglichen. Die Freigabe erfolgt dann durch den Strahlenschutzbeauftragten des KKW-Betreibers, der während der gesamten Verarbeitung Eigentümer des Materials und des bei der Dekontamination anfallenden Abfalls ist. Er ist daher auch für die ordnungsgemäße Weitergabe des Materials zur Verwertung sowie für die Zwischenlagerung des Abfalls verantwortlich.

5. Strahlenexposition des Personals

Die Strahlenexposition des Personals spielt lediglich bei Teilen mit hoher Dosisleistung eine Rolle. Die Verteilung auf die einzelnen Arbeitsgänge zeigt Tab. 3, in der die Behandlung eines 3-Mg-Teiles eines Dampftrockners aus einem Siedewasserreaktor vom Entladen des Transports bis zur 1. Feindekontamination sowie die dabei aufgetretene Exposition aufgeführt sind. Die weitere Dekontamination bis unter die Freigabegrenze führte zu keiner wesentlichen Strahlenexposition.

	Werkstück							Messgerät			Messdaten		Messung			Aktivitätsberechnung		
Chargen-Kennzif	Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Herkunft	Werkstoff	Geometrie	Oberfläche cm^2	Masse kg	Typ	Kalibrierungsfaktor $\frac{Bq/cm^2}{lps \mid lpm}$	Nachweisgrenze in Bq/cm^2 für Nuklid	Impulsrate in lps/lpm direkt max.	Null-effekt	Datum	Name	Unterschrift	max. mittlere Oberflächen-aktivität Bq/cm^2	max. Gesamt-aktivität Bq	max. Spezifische Aktivität Bq/g

Tab. 2: Meßprotokoll

Teilstück eines Dampftrockners

Maße : 3 m x 2 m x 2 m
Gewicht : 3 Mg
Dosisleistung: max. $1{,}29 \cdot 10^{-3}$ $\frac{C}{kg \cdot h}$ (= 5 R/h)

Nr.	Tätigkeit	Mann-Stunden	Strahlenexposition Mitarb.	mSv	mrem
1	Ausladen aus dem Abschirmbehälter TN 30, Zwischenlagern	6	A	0,33	33
			B	0,25	25
			C	0,43	43
			D	0,32	32
			E	0,16	16
			F	0,16	16
2	Auspacken, Einsetzen in die Beizwanne	10	A	0,41	41
			B	0,20	20
			D	0,21	21
			G	0,32	32
			H	0,34	34
3	Umsetzen in die Spülwanne $5{,}2 \cdot 10^{-4}$ $\frac{C}{kg \cdot h}$ (max. 2R/h)	1	G	0,20	20
4	2. Beizung	1	G	0,20	20
5	Spülen $1{,}55 \cdot 10^{-4}$ $\frac{C}{kg \cdot h}$ (max. 600 mR/h)	1	G	0,08	8
6	Brennschneiden 117 lfd.m.	17	A	0,50	50
			C	0,50	50
			D	0,50	50
7	Beizen der Teilstücke (Restkontamination 3.75 Bq)	80	G	0,38	38

Tab. 3: Strahlenexposition der Mitarbeiter bei der Dekontamination eines Teilstückes eines Dampftrockners (Entladen bis zur ersten Feindekontamination).

Sie kann daher in diesem Zusammenhang vernachlässigt werden.
Besonders zu beachten ist die relativ geringe Strahlenexposition bei der Zerlegung, die nur durch die Vordekontamination des ganzen Stückes möglich wurde. Hätten keine großen Beizbecken zur Verfügung gestanden, hätte die Zerlegung nur fernbedient durchgeführt werden können, was allerdings bei dem komplizierten Aufbau des Dampftrockners extrem schwierig gewesen wäre.

6. Zusammenfassung

Die Erfahrung bei der Dekontamination von Großkomponenten zeigt, daß Teile bis 5 Mg selbst bei relativ hoher Kontamination bei vertretbarer Strahlenexposition dekontaminiert, zerkleinert und verwertet werden können. Zum Ausmessen der dekontaminierten Stücke wurden zum Teil spezielle Sonden entwickelt. Der Aufwand und damit die Kosten sind relativ hoch. Die Messung und Dokumentation trägt einen nicht unerheblichen Anteil zu den Gesamtkosten bei. Eine weitere Rationalisierung ist jedoch möglich. Unter diesem Gesichtspunkt ist es nach wie vor sinnvoll, wertvolles Material zu rezyklieren und nicht als radioaktiven Abfall zu verwerfen.

Die Autoren bedanken sich bei allen Mitarbeitern, die zum Gelingen der Arbeiten beigetragen haben, insbesondere bei den Herren Dr. Zange und Zaddach (KFA-DE), für die Beratung bei der Erstellung der Dokumentation und für die Ausführung der Bestimmung der spezifischen Aktivität der Meßproben sowie bei den Mitarbeitern der Strahlenschutzgruppe für die Kontaminationsmessungen und die Bereitstellung der Daten der Strahlenexposition.

Literatur:

(1) Keller, M.: Neue Entwicklungen für Strahlenschutzmessungen an und beim Umgang mit kontaminierten Gegenständen
17. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Aachen, 1983

SCHLUSSWORTE

Abschlußansprache durch den Tagungspräsidenten
Prof. Dr. H. Bonka

Meine sehr verehrten Damen und Herren,
liebe Kolleginnen und Kollegen!

Wir kommen nun zum Ende unserer meiner Meinung nach sehr schönen Tagung. Als man mir antrug, die Organisation der Tagung zu übernehmen, war ich zunächst wegen des engen Tagungsthemas ein wenig in Sorge, ob sich hierfür genügend Kolleginnen und Kollegen interessieren würden. Aber aufgrund der bisherigen Tagungsthemen war es notwendig, daß der Fachverband mit dem Problemkreis Kontamination-Dekontamination den Kreis der Tagungsthemen schloß. Bei der Tagungsvorbereitung kamen nochmals Bedenken auf, da sich die Kollegen aus der kerntechnischen Industrie zurückhielten. Mit großer Unterstützung zahlreicher Mitglieder des Fachverbandes gelang es dann doch, ein abgerundetes Tagungsprogramm zu erstellen. Die Teilnehmerzahl an der Tagung von etwa 25o und die Ausdauer, die Sie bewiesen, zeigt deutlich, daß unsere Tagung ein Erfolg war.

Meine sehr verehrten Damen und Herren, lassen Sie mich unsere Tagung ein wenig zusammenfassen:

Der Vergleich der Grenzwerte für Kontaminationen in den verschiedenen Ländern in der ersten Sitzung erbrachte, daß diese nicht ganz einheitlich sind, aber sich weitgehend an Daten der ICRP orientieren. Es fällt auf, daß in der Bundesrepublik Deutschland kein Grenzwert für die kontaminierte Haut in der Strahlenschutzverordnung angegeben ist, während andere Länder einen derartigen Grenzwert haben. Aufgrund des unbestimmten Rechtsbegriffes für kontaminierte Haut kann die unsachgemäße Dekontamination zu größeren Schäden als Nutzen führen. Kollegen aus der Praxis drängen auf die Erstellung einer Richtlinie über die anzustrebende Dekontamination der Haut.

Nicht klar war, wie die festgelegten Grenzwerte für Kontaminationen in den verschiedenen Ländern zustande kamen. Es handelt sich ja hier um einen Sekundärstandard. Aus Gründen der Verschleppung radioaktiver Stoffe und zur Erniedrigung der Strahlenexposition des Personals ist es zweckmäßig, derartige Standards festzulegen. Diese Sekundärstandards sollten jedoch von den Dosisgrenzwerten abgeleitet sein.

Bei der Entwicklung von Geräten zur Messung von Kontaminationen hat man einen weiteren Schritt nach vorne getan. Herr Dr. Maushart zeigte Meßgeräte, die die Umrechnung von Impulsen pro Zeiteinheit auf Bq/cm^2 durch einen Mikroprozessor abnehmen. Herr Dr. Keller stellte Meßgeräte vor, mit denen es möglich ist, β-Dosisleistungen zu messen. Hier fehlten uns bisher geeignete Meßgeräte. Neue Bauformen von Kontaminationsdetektoren gestatten die Messung der Kontamination von Rohrleitungen.

Von Herrn Dr. Kemmer vom Bundesministerium des Innern wurden Daten vorgelegt, welche zeigen, daß in Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen verunfallte Personen von Ärzten ohne weiteres behandelt werden können. Die Strahlenexposition der behandelnden Ärzte durch Direktstrahlung von kontaminierten Unfallpatienten ist klein.

Im medizinischen Bereich kommt es häufig zu Kontaminationen. Durch nasses bzw. trockenes Abwischen erreicht man die erste Dekontamination. Da die eingesetzten Radionuklide nur kleine Halbwertszeiten haben, ist es üblich, die Stellen abzudecken und die weitere Dekontamination dem Zerfall zu überlassen. Meist reicht die Nachtzeit. Es gibt also keine Probleme im medizinischen Bereich.

In der Schweiz ist man in Leuchtfarbensetzereien offensichtlich beim Umgang mit dem natürlichen Radium und neuerdings mit Tritium im Vergleich zur heutigen Praxis in der Kerntechnik etwas sorglos umgegangen. Die "Jugendsünden" müssen nun durch umfangreiche Dekontaminationsmaßnahmen beseitigt werden.

Zukünftig könnte die Nutzung der Wärme von Reaktoren für verschiedene Prozesse notwendig werden. Wie Sie wissen, wird in der Schweiz beim Kernkraftwerk Gösgen-Däniken Wärme für eine Papierfabrik ausgekoppelt. Bei der Erzeugung von Gas mit Hilfe von Hochtemperaturreaktorwärme diffundiert Tritium ins Gas. Nur mit großem Aufwand gelingt es, mit der Gaskontamination auf die in der Strahlenschutzverordnung derzeit gültige allgemeine Freigrenze von 1o pCi/g Gas zu kommen.

Für die Dekontamination von Heißen Zellen und höher kontaminierten Teilen von Kernkraftwerken stehen Techniken und Dekontaminationsmittel zur Verfügung, um die Dekontamination so weit zu treiben, daß in den Heißen Zellen und an den Reaktorkomponenten die notwendigen Arbeiten ohne spezielle Schutzmaßnahmen von beruflich strahlenexponierten Personen durchgeführt werden können. Der Umbau in Heißen Zellen ist ständige Praxis. Erfolgreich konnten bei Siedewasserreaktoren Rohrleitungen ausgetauscht werden. Für mich war interessant zu hören, daß durch eine neue Technik beim Abtrennen der Rohre nämlich Brennschneiden mit direktem Abzug des entstehenden Gases und weitere Strahlenschutzmaßnahmen etwa 1ooo rem Personendosis eingespart werden konnten. Dies ist aktiver Strahlenschutz für die Arbeiter, und man kann nur wünschen, daß es gelingt, einen ähnlichen Erfolg bei der jährlichen Revision und anderen Reparaturen zu erreichen.

Leider war es bei der Posiumsdiskussion aus Zeitgründen nicht möglich, Wege zur Dosiserniedrigung bei den Arbeitern weiter zu diskutieren. Vielleicht ist es möglich, daß Herr Dr. Hock bei der Überarbeitung der Tonbandaufzeichnung von der Podiumsdiskussion seine knappen Ausführungen am Ende der Diskussion ein wenig ergänzt.

Gespannt waren wir alle auf den Vortrag von Herrn Peterson, der eigens aus Amerika für den Vortrag zu uns gekommen war. Ich möchte auch an dieser Stelle Herrn Glantz vom Kernforschungszentrum Karlsruhe danken, daß er uns einen solch guten Fachmann

empfahl. Ich nehme an, daß Sie auch noch ein wenig im Bann der vielen Daten stehen, die Herr Peterson klar vortrug. Die Fernsehaufnahme vom Zustand des oberen Reaktorkerns war für mich sehr beeindruckend. Erfreulich ist, daß man wieder kurzzeitig ins Containment gehen kann. Die Ortsdosisleistungen mit etwa o,5 rem/h bis etwa 2oo rem/h sind teilweise doch sehr hoch.

Die letzte Sitzung galt den Strahlenschutzaspekten bei der Stillegung von kerntechnischen Anlagen. Wir sahen, daß die Abbau- und Dekontaminationsarbeiten beim Kernenergie-Forschungsschiff OTTO HAHN ohne weiteres möglich waren, so daß anschließend das Schiff als dieselgetriebenes Handelsschiff umgebaut werden konnte. Über die geplanten Abbrucharbeiten beim Kernkraftwerk Niederaichbach berichtete Herr Dr. Löschhorn. Sicher, beim Kernkraftwerk Niederaichbach sind die Kontaminationen im Vergleich zu denen bei längerzeitig betriebenen Leistungsreaktoren klein. Im Gegensatz zu Herrn Kollegen Kiefer bin ich bei der Abfallbeseitigung beim Abbruch längerzeitig betriebener Leistungsreaktoren nicht so pessimistisch. Ich wünsche mir, daß man bald den Abbau eines stärker kontaminierten Kernkraftwerks mit Leichtwasserreaktor, z.B. das Kernkraftwerk Lingen oder Gundremmingen A, in Angriff nimmt. Natürlich ist es entscheidend, daß zukünftig ein genügend großes Endlager für die großen Abfallmengen zur Verfügung steht. Ich hoffe, daß die Endlagerung derartigen Abfalls künftig in dem Eisenerzbergwerk Konrad möglich sein wird.

Zum Schluß bleibt mir nur noch Dank auszusprechen:

Ich möchte mich vielmals bei allen Vortragenden und Diskussionsrednern für ihre Mühen bedanken. Ihnen danke ich für die Teilnahme an der Tagung. Ich wünsche mir, daß die Tagungsergebnisse neue Impulse bei Ihrer täglichen Arbeit im Strahlenschutz bringen.

Dem Eurogress der Stadt Aachen, besonders Herrn Scholen, möchte ich vielmals für seine Hilfe beim technischen Teil unserer Tagung

danken. Die Technik in diesem Raum war optimal.

Ganz besonders möchte ich mich bei meinen Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern für ihre Hilfe vor und während der Tagung bedanken. Darf ich hierbei unsere Sekretärin, Frau Saad, und den wissenschaftlichen Sekretär für diese Tagung, Herrn Horn, herausstellen? Ein großer Teil der Helfenden waren Studenten der Fachrichtung Reaktortechnik. Es freut mich immer wieder zu sehen, wie perfekt junge Leute werden.

Ich wünsche Ihnen eine gute Heimreise!

Abschlußansprache durch den
Präsidenten des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.
Prof. Dr. R. Neider

Lieber Herr Bonka,

dem Dank, den Sie gerade Ihren Mitarbeitern und den Herren vom Eurogress ausgesprochen haben, möchte ich mich gern anschließen und Ihnen persönlich ebenfalls herzlich für diese gelungene Tagung danken. Es hat alles ausgezeichnet geklappt, und ich habe überhaupt kein Wort der Kritik gehört. Auch über den Verlauf des gestrigen Abends habe ich nur gutes gehört. Es hat offensichtlich allen sehr gut gefallen. Ihnen allen nochmals herzlichen Dank für diesen Einsatz für den Fachverband für Strahlenschutz. Dies war wieder einmal ein Beispiel dafür, wie engagiert sich die Mitglieder des Fachverbandes für die Sache dieser Gemeinschaft und die Ziele des Strahlenschutzes einsetzen. Ich bin immer wieder tief beeindruckt und erfreut, wie positiv die Mitglieder reagieren, wenn man sie um Mithilfe bei der Lösung von Fragen unseres Verbandes bittet. An dieser Stelle möchte ich auch noch dem Bundesminister des Inneren und seinen für den Strahlenschutz zuständigen Mitarbeiter für die finanzielle Unterstützung danken, die wir von dort für die Ausrichtung dieses Kongresses erhalten haben.

Da Sie, Herr Bonka, bereits ein vollständiges Resümee der Ergebnisse der Tagung gebracht haben, möchte ich mich darauf beschränken, nur noch folgende Bemerkungen zu machen:

Trotz des eingeschränkten Themas hat die Tagung wieder einmal gezeigt, ein wie weites Fachgebiet der Strahlenschutz darstellt. Angefangen von der Ableitung von Grenz- bzw. Richtwerten, wofür die physikalischen Grundlagen benötigt werden, über die ausge-

klügelte Meßtechnik, von der wir auch hier wieder einige gute Beiträge vorgeführt bekamen, und die Verfahrenstechnik, die gerade bei der Dekontamination eine so große Rolle spielt, wie uns in verschiedenen Vorträgen anschaulich vorgeführt wurde, bis hin zu organisatorischen Fragen, tragen alle diese Arbeitsgebiete und Techniken zum Strahlenschutz bei.

Wir haben gesehen, daß es zwar in einer Reihe von Fällen noch nicht hinreichend gut genug gelöste Probleme gibt und noch einiges zu tun ist. Aber andererseits wurde auch klar, daß bei Kontaminationen im Bereich der Kerntechnik und bei entsprechenden Dekontaminationsmaßnahmen der Schutz der Bevölkerung stets gewahrt blieb. Selbst bei dem Reaktorunfall in Three Miles Island wurden Mitglieder der Bevölkerung keiner Strahlenexposition ausgesetzt, die sich aus dem natürlichen Untergrund merklich herausgehoben hätte, während in der Anlage selbst doch einiges passiert ist, wie uns Herr Peterson heute anschaulich vorgeführt hat. Es bleiben noch verschiedene Aufgaben auf dem Gebiet der Dekontamination zu lösen, und es ist nötig, hier optimale Verfahren zu entwickeln. Dadurch wird die Strahlenbelastung des Personals verringert werden, was wir als ständige Aufgabe ansehen sollten.

Ich wünsche Ihnen allen eine gute Heimreise und hoffe, daß sich möglichst viele von uns im nächsten Jahr in Berlin beim IRPA-Kongress wiedersehen.

TEILNEHMERVERZEICHNIS

J. C. Abrahamse	N.V. Provinciale Energie-MIJ (N.V. PZEM) Postfach 48 NL-4330 AA Middelburg
Wilfried Ahlfänger	Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen AG Postfach 941 D-4600 Dortmund 1
Khurshid Ahmed	Kernforschungsanlage Jülich GmbH ICT der nuklearen Entsorgung Postfach 1913 D-5170 Jülich
Hans-Peter Amann	Brown Bovery Reaktor GmbH Dudenstr. 44 D-6800 Mannheim
Cornelia Andres	Universität des Saarlandes Inst. f. Biophysik D-6650 Homburg
Prof. Dr. K. Anger	RWTH Aachen Abt. Radiologie der Med. Fakultät Goethestr. 27/29 D-5100 Aachen
Ing. grad. Dieter Bader	Reaktorwartungsdienst & Apparatebau Eleonorenstr. 1 D-5170 Jülich
Dipl. Betriebsw. Rainer Bartels	S.I.N.A. GmbH Habermehlstr. 20 D-7530 Pforzheim
Ing. grad. Karl-Heinz Bartsch	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Hambacher Forst D-5170 Jülich
R. Baumgartner	Münchener Apparatebau Kimmel GmbH Hans-Stiessberger-Str. 2 D-8013 Haar
Dipl.-Ing. Hubert Becher	KWU Abt. V832 D-8520 Erlangen
Dr. Dietrich Becker	TÜV Bayern Westendstr. 199 D-8000 München 21

Klaus Begemann	Universität Bremen Fachbereich 1 Postfach 330440 D-2800 Bremen 33
Claus Behre	NSP D-8851 Nordendorf
Dipl.-Phys. Fritz Bendler	FRM-Reaktorstation Garching Lichtenbergstr. 4 D-8046 Garching
Dipl.-Ing. Wolfgang Bentele	Gem. Kernkraftwerk Neckar GKN D-7129 Neckarwestheim
Dipl.-Ing. Diethart Berg	Rheinisch Westfälisches Elektrizitätswerk Kruppstr. 5 D-4300 Essen 1
Dipl.-Phys. Joachim Berlich	Universität des Saarlandes Inst. f. Biophysik D-6650 Homburg
Horst-Otto Bertholdt	KWU AG Abt. R 441 Postfach 32 20 D-8520 Erlangen
Dr. Ronald Birnstock	Beschleunigerlaboratorium der Uni und TU München Hochschulgelände D-8046 Garching
Assessor Werner Bischof	Inst. f. Völkerrecht der Universität Göttingen Nikolausberger Weg 9c D-3400 Göttingen
MD Dr. Bochmann	Bundesminister des Innern Postfach 170290 D-5300 Bonn 1
Dr. Rudolf Bödege	DWK Postfach 1407 D-3000 Hannover 1

Dipl.-Phys. Josef Bojowald	TÜV Stuttgart e.V. Postfach 1380 D-7024 Filderstadt 1
Prof. Dr. Hans Bonka	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dr. Friedhelm Börchers	TÜV Hannover e.V. Postfach 810740 D-3000 Hannover 81
Dipl.-Phys. Klaus-Dieter Borchardt	Hahn-Meitner-Inst. f. Kernforschung Berlin GmbH Glienicker Str. 100 D-1000 Berlin 39
Dipl.-Ing. Harald Borras	M & K Strahlenschutz-Überwachungs- dienst GmbH Wilhelmstr. 13 D-5170 Jülich
Dipl.-Phys. Beate Bosse	DWK Hamburgerallee 4 D-3000 Hannover 1
Dipl.-Ing. Paul Bramenkamp	Zentralstelle für Sicherheits- technik Ulenbergstr. 127 D-4000 Düsseldorf
Dipl.-Ing. Lutz-Peter Brandes	Kernkraftwerk Krümmel Elbuferstraße D-2054 Geesthacht
Diethart Brandt	Preußenelektra Kernkraftwerk Würgassen Postfach 1220 D-3472 Beverungen 1
Dr. Hans Dietmar Brenk	Brenk Systemplanung Heinrichsallee 38 D-5100 Aachen
Dipl.-Phys. Hansheiri Brunner	Eidgenöss. Inst. f. Reaktorforschung Leiter Abt. Strahlenüberwachung (SU/81) CH-5303 Würenlingen Schweiz

Ing. grad. Rudolf Buch	Kernforschungsanlage Jülich GmbH IRW - Heisse Zellen Postfach 1913 D-5170 Jülich
Klaas Buijs	Europäisches Inst. f. Transurane Postfach 2266 D-7500 Karlsruhe
Dipl.-Phys. Jürgen Burke	TÜV Bayern Westendstr. 199 D-8000 München
Dipl.-Ing. Pradeep Chowdhary	Senator f. Stadtentwicklung und Umweltschutz Strahlenmeßstelle Soorstr. 84 D-1000 Berlin 19
Dr. Bernhard Christ	Transnuklear GmbH Postfach 110030 D-6450 Hanau 11
Dipl.-Ing. Michael Daichendt	Bayer AG Leverkusen D-5090 Leverkusen
Josef David	Gesellschaft f. Strahlen- und Umweltforschung mbH München Ingolstädter Landstr. 1 D-8042 Neuherberg
Dipl.-Ing. Heinrich Deipenau	DBE Woltorfer Str. 74 D-3150 Peine
Dr. Horst Dilger	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH Postfach 3640 D-7500 Karlsruhe
Dr. Rainer Dorner	Zentraleinrichtung f. Strahlenschutz Universität Hannover Appelstr. 9A D-3000 Hannover 1
RD Dr. Dreisvogt	Bundesminister des Innern Postfach 170290 D-5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Volker Duill	DBE Woltorfer Str. 74 D-3150 Peine
Dipl.-Ing. Alfred Eberhardt	Amt für Umweltschutz Überwachung Hammer Landstr. 12-14 D-2000 Hamburg 26
Dr. Erwin Eder	Bayer. Landesamt f. Umweltschutz Rosenkavalierplatz 3 D-8000 München 81
RD Ehret	Bundesminister des Innern Postfach 170290 D-5300 Bonn 1
Dr. Konrad Eichberger	TÜV Bayern Westendstr. 199 D-8000 München 21
Dr. Norbert Eickelpasch	Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH Postfach D-8871 Gundremmingen
Dipl. Natw. ETH Ernst Elmer	Bundesamt f. Gesundheitswesen Sektion Strahlenschutz Postfach 2644 CH-3001 Bern Schweiz
Heinrich Emmermann	Physikalisch-Technische Bundes- anstalt Bundesallee 100 D-3300 Braunschweig
Dipl.-Ing. Hans vom Endt	Kraftwerksschule e.V. Postfach 103932 Klinkestr. 27/31 D-4300 Essen 1
Dipl.-Phys. Andreas Etzweiler	Schweizerische Unfallversicherungs- anstalt (SUVA) Fluhmattstr. 1 CH-6002 Luzern Schweiz
Dipl.-Ing. Elke Falk	Städt. Klinikum Karlsruhe Klinik f. Strahlenth. u. Nuklearmedizin D-7500 Karlsruhe 1

Dr. Heinz-Gerhard Fendler	TÜV Baden e.V. Dudenstr. 28 D-6800 Mannheim 1
Dipl.-Ing. Albert Feser	Ministerium für Soziales, Gesundheit und Umwelt, Mainz Bauhofstr. 4 D-6500 Mainz 1
Dr. Hannelore Frankenberg-Neumann	Sanitätsamt Bonn D-5300 Bonn
Eva Maria Friedland	Hahn-Meitner Inst. f. Kernforschung Berlin Glienicker Str. 100 D-1000 Berlin 39
Dipl.-Ing. Wieland Friedrich	Kernforschungsanlage Jülich GmbH IME Postfach 1913 D-5170 Jülich
Günter Gaßmann	TÜV Baden e.V. Dudenstr. 28 D-6800 Mannheim 1
Dipl.-Ing. Gottfried Gehrmann	Kraftwerk Union AG Technik Mülheim Wiesenstr. 35 D-4330 Mülheim a.d. Ruhr
H. W. Geistler	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Luisenstr. 105 D-4000 Düsseldorf
Horst Gericke	Kernkraftwerk Lingen GmbH Schüttorfer Str. 100 D-4450 Lingen (Ems)
PD Dr. Dr. Beowulf Glöbel	Universität des Saarlandes Inst. f. Biophysik D-6650 Homburg/Saar
Dr. Klaus Goebel	Europäisches Kernforschungszentrum CERN-Genf CH-1211 Geneve 23 Schweiz
Dr. Werner Görlich	Eidgenöss. Inst. f. Reaktorforschung Radioanalytik Abt. Strahlenüberwachung (SU/81) CH-5303 Würenlingen Schweiz

Dipl.-Chem. Alois Grabsch	TÜV Bayern Westendstr. 199 D-8000 München 21
Dieter Graf	Adolf Unverzagt GmbH & Co KG Werkzeugmaschinen Postfach 5o1149 D-7000 Stuttgart 50
Robert Grassl	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH Postfach D-7129 Neckarwestheim
Dr. Sabine Graubmann	TÜV Norddeutschland Gr. Bahnstr. 31 D-2000 Hamburg 54
Dipl.-Ing. Dr. Alfred Großkopf	Allgemeine Unfallversicherungs- anstalt Adalbert-Stifter-Straße 65 A-1200 Wien Österreich
Dipl.-Ing. Karl Grote	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dr. Detlef Gumprecht	SSK Geschäftsstelle Gesellschaft f. Reaktor- sicherheit mbH Schwertnergasse 1 D-5000 Köln 1
Dipl.-Ing. Ulrich Haberkorn	Hoechst AG Radiochemisches Laboratorium D-6230 Frankfurt (M) 80
Prof. Dr. Jürgen Hacke	Hahn-Meitner-Institut f. Kernforschung Berlin GmbH Glienicker Str. 100 D-1000 Berlin 39
Dr. Wolfgang Hagenberg	Alkem GmbH Rodenbacher Chaussee 6 D-6450 Hanau

Dipl.-Phys. Wolfgang Haimerl	Inst. f. Strahlenhygiene des Bundesgesundheitsamtes Ingolstädter Landstr. 1 D-8042 Neuherberg
Dipl.-Ing. Thomas Hattingen	RWTH Achen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dipl.-Ing. Hans-Joachim Hauser	Zentralstelle für Sicherheitstechnik Ulenbergstr. 127 D-4000 Düsseldorf
Prof. Dr. R. Hecker	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dr. Dr. Heinemann	Hinterstr. 14a D-2161 Hollern
Werner Heinen	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Max Heinzelmann	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Abt. Sicherheit u. Strahlenschutz Postfach 1913 D-5170 Jülich
Horst Heller	SSK Geschäftsstelle Gesellschaft f. Reaktorsicherheit mbH Schwertnergasse 1 D-5000 Köln 1
H. Hemmerling	Münchener Apparatebau Kimmel GmbH Hans-Stiessberger-Str. 2 D-8013 Haar
Dipl.-Phys. Klaus-Dieter Henning	GKSS Abt. Strahlenschutz Max-Planck-Str. D-2054 Geesthacht-Tespenhude

Dr. Klaus Henrichs	Freie Universität Berlin Klinikum Steglitz Hindenburgdamm 30 D-1000 Berlin 45
Dipl.-Ing. Peter Herbst	TÜV Hannover e.V. Postfach 810740 D-3000 Hannover 81
Dipl.-Phys. Hans-Christian Hermsdorf	Stadtkrankenhaus Offenbach Strahlenphysik Starkenburgring 66 D-6050 Offenbach/Main
Dr. Georg Herrmann	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe, Betr.-Ges. mbH Postfach 220 D-7514 Eggenstein-Leopoldshafen 2
Dr. Ralf Hille	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Abt. Sicherheit und Strahlenschutz Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dr. Robert Hock	Kraftwerk Union AG Berliner Str. 295-299 D-6050 Offenbach
Dr. Alois Hoegl	Siemes AG ZT StS Paul-Gossen-Str. 100 D-8520 Erlangen
Helmut Höfner	Morant & Buchen Dekontservice GmbH Postfach 1150 D-8213 Aschau
Dipl.-Ing. Werner Hofmann	Nordwestdeutsche Kraftwerk AG Pappelallee 35-37 D-2000 Hamburg 76
Dipl.-Phys.Matthias Holl	RWE Abt. KB Kruppstr. 5 D-4300 Essen 1
Matthias Holli	Bonnenberg + Drescher Ingenieurgesellschaft mbH Industriestr. D-5173 Aldenhoven

Dipl.-Ing. Hartmut Holtschmidt	RWTH Aachen Lehrgeb. Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Ing. Frits Hooft	Ryiksuniversiteit Utrecht Heidelberglaan 2 NL-Utrecht Niederlande
Dipl.-Ing. Hans-Georg Horn	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dipl.-Ing. Margot Horn	RWTH Aachen Lehrgbiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dr. Manfred Hüls	Max Planck Inst. f. Plasmaphysik D-8046 Garching
Dr. Werner Hunzinger	Motor-Columbus Ingenieurunternehmung CH-5401 Baden Schweiz
K.H. Hutz	Gg. Noell GmbH Postfach 6260 D-8700 Würzburg 1
Dr. Volker Ilmstädter	Meß- und Prüfstelle f. die Gewerbeaufsichtsverw. Hessen Kasinostr. 60 D-6100 Darmstadt
Dipl.-Ing. Anette Izquierdo	Reaktorwartungsdienst & Apparatebau Eleonorenstr. 1 D-5170 Jülich
Dr. Werner Jansen	Berufsgenossenschaft d. Feinmechanik u. Elektrotechnik Gustav-Heinemann-Ufer 130 D-5000 Köln 51

Dr. Herbert Jacobs	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Ass Postfach 1913 D-5170 Jülich
R.A. Jonkers	Röntgentechnische Dienst b.v. Delftweg 144 NL-Rotterdam 3046 NC Niederlande
Peter Jung	Kernkraftwerk Philippsburg GmbH Postfach 1140 D-7522 Philippsburg
Dr. Dieter Junker	Medizinische Hochschule Hannover Karl-Weichert Allee 9 D-3000 Hannover 61
Dipl.-Ing. Paul Karhausen	RWTH Aachen Kommission f. Strahlenschutz Templergraben 55 D-5100 Aachen
Ursula Kastl	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe GmbH Postfach 220 D-7514 Eggenstein-Leopoldshafen 2
Dipl.-Phys. Dr.rer.nat. Gerhard Kelber	VGB Postfach 103932 D-4300 Essen 1
Klaus-Dieter Keller	Institut für Biophysik der Universität des Saarlandes D-6650 Homburg/Saar
Dr. Manfred Keller	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dipl.-Phys. Hans-Jürgen Kellermann	Bundesforschungsanstalt f. Fischerei Labor f. Radioökologie der Gewässer Wüstland 2 D-2000 Hamburg 55
RD Dr. Wolfgang Kemmer	Bundesminister des Innern Postfach 170290 D-5300 Bonn 1
Prof. Dr. Hans Kiefer	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH Postfach 3640 D-7500 Karlsruhe

Dr. Christian Kimmel	Münchener Apparatebau Kimmel GmbH Hans-Stiessberger-Str. 2 D-8013 Haar
Annette Klaus	BBC Aktiengesellschaft ZLC Postfach CH-5401 Baden Schweiz
Dr. Peter Klemt	Strahlenmeßstelle Nord Bw Postfach 338 D-3042 Munster
Dipl.-Ing. Reimund Klüter	Picker International GmbH Marienwerderstr. 2 D-4992 Espelkamp
Strahlenschutzing. J. Knieper	Kernforschungsanlage Jülich GmbH ICH Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dipl.Phys. Gerhard Köhler	Kraftanlagen AG Heidelberg Abt. KSI Im Breitspiel 7 D-6900 Heidelberg
Dr. Lothar König	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH - HS/R Postfach 3640 D-7500 Karlsruhe
Dr. P. Koran	Münchener Apparatebau Kimmel GmbH Hans-Stiessberger-Str. 2 D-8013 Haar
Guido Kösters	RWTH Aachen Lehrgbiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dr. Brigitte Kraus	Blumbergstr. 14/19 A-1160 Wien Österreich
Dr. Hans-Jürgen Kreiner	FAG Kugelfischer P-PB-F Postfach 1260 D-8720 Schweinfurt 2

Dr. Dipl.-Phys. Ralf Kretner	Gesellschaft für Strahlen- und Umweltschutz Ingolstädter Landstr. 1 D-8042 Neuherberg
Helmut Krug	Kernforschungsanlage Jülich GmbH ASS Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dipl.-Phys. Klaus Krüger	Arbeitsgemeinschaft Versuchreaktor Hambacher Forst D-5170 Jülich
Dipl.-Ing. Winfried Krüger	Kerntechnische Hilfsdienst GmbH Am Schröcker Tor 1 D-7514 Eggenstein-Leopoldshafen 2
Dr. Winfried Kuhrt	Niedersächsisches Ministerium für Bundesangelegenheiten Calenberger Str. 2 D-3000 Hannover 1
Meinhard Kunz	Landesgewerbeaufsichtsamt für Rheinland-Pfalz Rheinallee 97-101 D-6500 Mainz
S. Kunze	Kernforschungszentrum Karlsruhe Karlsruhe GmbH D-7500 Karlsruhe
Dipl.-Ing. Jürgen Küppers	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dr. Martin Laser	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Postfach 1913 D-5170 Jülich
Karl-Josef Laumen	Kernforschungsanlage Jülich GmbH ZAbt. Forschungsreaktoren Postfach 1913 D-5170 Jülich
Helmut Lehnen	Universität des Saarlandes Inst. f. Biophysik Universitätsgelände D-6650 Homburg/Saar

Franz Lehr	Amersham Buchler Gieselweg 1 D-3300 Braunschweig
Walter Linn	TÜV Baden e.V. /FB 6 Dudenstr. 28 D-6800 Mannheim-Wohlgelegen
Ursel Lohoff	Katharinenhospital Stuttgart Abt. f. Medizin-Physik Kriegsbergstr. 60 D-7000 Stuttgart 1
RD. Dipl.-Phys. Jürgen Lösch	Bundesamt für Zivilschutz Postfach 200850 D-5300 Bonn
Dr. U. Löschhorn	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH IT/KKN Postfach 3640 D-7500 Karlsruhe
Dr. Friedrich Ludwieg	Zentralstelle für Sicherheitstechnik Ulenbergstr. 127 D-4000 Düsseldorf
Gernot Maisch	Daimler-Benz AG Abt. BBW/Fort-u. Weiterbildung Postfach 202 D-7000 Stuttgart 60
Michael Maqua	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dr. Rupprecht Maushart	Laboratorium Prof. Berthold Calmbacher Str. 22 D-7547 Wildbad 1
Dipl.-Phys. Hellmuth Mennekes	TÜV Hannover e.V. Hauptabt. Kernt. u. Strahlenschutz Postfach 810740 D-3000 Hannover 81
Ernst Günter Mirbach	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Postfach 1913 D-5170 Jülich

DI Harm-Wulf Modreker	Kraftanlagen AG Heidelberg Abt. KSI Im Breitspiel 7 D-6900 Heidelberg
Prof. Dr. Walter S. Moos	Waldrainstr. 16 CH-3098 Köniz (Bern) Schweiz
Max Morant	Morant & Buchen Dekontservice GmbH Postfach 1150 D-8213 Aschau
Gerhard Mrotzek	M & K Strahlenschutz- Überwachungsdienst GmbH Wilhelmstr. 13 D-5170 Jülich
Dr. Dietmar Müller	Prüfstelle für Radiologie a.ö. Landeskrankenhaus A-6020 Innsbruck Österreich
Hans-Joachim Müller	KWU Erlangen Holzbrückleweg 2 D-8884 Höchstädt
Dipl.-Phys. Jutta Müller	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe GmbH Postfach 220 D-7514 Eggenstein-Leopoldshafen
Dipl.-Ing Klaus Müller	Zentralstelle für Sicherheitstechnik Ulenbergstr.127 D-4000 Düsseldorf
Dr. Rudolf Müller	CIBA-GEIGY AG Zentralst. f. Strahlenschutz CH-4000 Basel Schweiz
Dipl.-Ing. Alfred Naseband	Interatom D-5060 Berg.-Gladbach 1
Prof. Dr. Rudolf Neider	Bundesanstalt für Material- prüfung Unter den Eichen 87 D-1000 Berlin 45

Peter Nemecek	Laboratorium Prof. Dr. Berthold Spardorferstr. 25a D-8520 Erlangen
Dipl.-Phys. Erich Neuburger	Karlstr. 28 D-7500 Karlsruhe
Dipl.-Ing. Wolgang Neumann	Kerntechnische Hilfsdienst GmbH Am Schröcker Tor 1 D-7514 Eggenstein-Leopoldshafen 2
Roland Nickel	Adolf Unverzagt GmbH & Co KG Werkzeugmaschinen Postfach 501149 D-7000 Stuttgart 50
Ing. grad. Manfred Nievelstein	Kernforschungsanlage Jülich GmbH IRW - Heisse Zellen Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dr. med. Karl Niklas	Gesellschaft f. Strahlen- u. Umweltforschung mbH /ISS Ingolstädter Landstr. 1 D-8042 Neuherberg
Dr. Michael Oberladstätter	Klinik f. Nuklearmedizin a.ö. Landeskrankenhaus A-6020 Innsbruck Österreich
H. Obst	Gg. Noell GmbH Postfach 6260 D-8700 Würzburg 1
Emin Onur	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Nese Onur	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i.d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
DI Jürgen Palmowski	Kraftanlagen AG Heidelberg Abt. KSI Im Breitspiel 7 D-6900 Heidelberg

Ing. grad. Stephan Pawlytsch	Reaktorwartungsdienst & Apparatebau Eleonorenstr. 1 D-5170 Jülich
Dr. Norbert Peinsipp	Bundesminister des Inneren Postfach 170290 D-5300 Bonn 1
Dipl.-Ing. Peter Petrasch	Nuklear-Ingenieur-Service Lyonerstr. 22 D-6000 Frankfurt 71
Hermann Josef Probst	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Inst. f. Kernphysik Postfach 1913 D-5170 Jülich
Martin Prütting	Bundesknappschaft Knappenstr. 19 D-4700 Hamm 1
Ing. grad. Klaus Ramcke	Preußische Elektrizitäts AG Postfach 4849 D-3000 Hannover 1
Eugene de Ras	Kommission der Europäischen Gemeinschaft Gemeinsame Forschungsstelle Steenwag naar Retje B-2440 Geel Belgien
Akad. ORat Hans Jürgen Reinecke	Isotopenlabor der Universität Tübingen Auf der Morgenstelle 24 D-7400 Tübingen
Dr. Bruno Ribbat	HRB GmbH Gottlieb Daimler Str. 8 D-6800 Mannheim 1
Dr. Maria T. Riccato	Byk-Mallinckrodt GmbH von Hevesy Str. 1-3 D-6057 Diezenbach 2
Dr. H.J. Riedel	Kernforschungsanlage Jülich GmbH ICT der nuklearen Entsorgung Postfach 1913 D-5170 Jülich

Dr. Peter Riehn	Hessischer Minister für Wirtschaft und Technik Kleiststr. 25 D-6200 Wiesbaden
Dr. Hilmar Ritz	Kernkraftwerks-Betriebs- gesellschaft mbH D-7541 Eggenstein-Leopoldshafen
Chem.-Ing. Bernd Rodenbäck	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Postfach 1913 D-5170 Jülich
Heinz Rook	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH Postfach 3640 D-7500 Karlsruhe
F. Rosenbaum	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dr. Otto Rosenbaum	Ministerium f. Arbeit, Gesundheit und Soziales NW Horionpl. 1 D-4000 Düsseldorf
Dipl.-Phys. Luis Rüdt	MC-W Maybachstr. 8 D-7000 Stuttgart 30
Dipl.-Ing. Eckhart von Ruschkowski	Niedersächs. Ministerium für Bundesangelegenheiten Postfach 121 D-3000 Hannover 1
Klaus Schäfer	IWG- Universität Frankfurt Ref. Strahlenschutz Senkenberganlage 31 D-6000 Frankfurt/Main 11
Johann Schäffner	Am Wehr 5 D-8722 Grafenrheinfeld
Hans Schällibaum	Schweizerische Unfallver- sicherungsanstalt (SUVA) Fluhmattstr. 1 CH-6002 Luzern Schweiz

Dipl.-Phys. Bernhard Schallopp	Büro Schallopp Berlin Ringstr. 41/42 D-1000 Berlin 45
Ing. grad. Bodo Schalwat	Ruhr-Universität-Bochum Zentrales Isotopenlabor Universitätsstr. 150 D-4630 Bochum 1
Dipl.-Ing. (FH) Hans-Jürgen Schartz	Kraftanlagen AG Heidelberg Postfach 103420 D-6900 Heidelberg
Erhard Schenker	Eidg. Inst. f. Reaktorforschung CH-5303 Würenlingen Schweiz
Dr.rer.nat. Horst Schieferdecker	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH Medizin. Abt./Toxikol. Lab. Postfach 3640 D-7500 Karlsruhe
Dipl.-Ing. Rainer Schimmel	Zentralstelle für Sicherheits- technik Ulenbergstr. 127 D-4000 Düsseldorf
Franz-Josef Schink	DWK Hamburger Allee 4 D-3000 Hannover
Dipl.-Phys. Axel Schmachtenberg	RWTH Aachen Abt. Radiologie Goethestr. 27-29 D-5100 Aachen
Dipl.-Phys. Klaus Schmidt	Universität Tübingen Isotopenlabor Auf der Morgenstelle 24 D-7400 Tübingen
Norbert Schommer	Gesellschaft für Umweltüberwachung mbH Industriestraße D-5173 Aldenhoven
W. Schulz	Kernforschungsanlage Jülich GmbH Postfach 1913 D-5170 Jülich

Manfred Schückler	TÜV Baden Dudenstr. 28 D-6800 Mannheim
RDir Herwig Schwarz	Bundesamt für Wehrtechnik und Beschaffung Postfach 7360 D-5400 Koblenz
Dr.Ing. Günther Schwarz	BRENK Systemplanung Lotharstr. 18 D-5100 Aachen
Dipl.-Ing. Gerhard Schwittau	Kraftwerk Union AG Berliner Str. 295-299 D-6050 Offenbach
Dr. Karl Erich Seyb	Universität Mainz Dienststelle Strahlenschutz Postfach D-6500 Mainz
Dr.-Ing. Horst Siegmund	Ministerium des Inneren und für Sport Schillerplatz 3-5 D-6500 Mainz
Dr. Arnold Spang	Krafwerk Union AG D-8520 Erlangen
Holger Sparmacher	RWTH Aachen Lehrgebiet Strahlenschutz i. d. Kerntechnik Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dipl.-Phys. Gottfried Stäblein	Kernforschungszentrum Schule für Kerntechnik Postfach 3640 D-7500 Karlsruhe
Dr. Erich Stauber	Kraftwerk Union AG Berliner Str. 295-299 D-6050 Offenbach/Main
Ing.-grad. Josef Stickelmann	Kernkraftwerk Stade GmbH Postfach 1780 D-2160 Stade

Dr. Rolf Stippler	GSF Inst. f. Tieflagerung Theodor-Heuß-Str. 4 D-3300 Braunschweig
Dipl.-Ing Helmut Stockberg	RWTH Aachen Abt. Radiologie der Med. Fakultät Goethestr. 27-29 D-5100 Aachen
Oberregierungsgewerbedirektor Dipl.-Ing. Stöckmann	RWTH Aachen Templergraben 55 D-5100 Aachen
Dr. Tomas Tamberg	Bundesanstalt für Materialprüfung Unter den Eichen 87 D-1000 Berlin 45
Kurt J. Traub	CIBA-GEIGY AG Zentralst. f. Strahlenschutz K-127.604 CH-4002 Basel Schweiz
Dipl.-Phys. Manfred Tscherner	TÜV Rheinland Am Grauen Stein 1 D-5000 Köln
OAR Ullrich	Bundesminister des Innern Postfach 170290 D-5300 Bonn 1
Dr. Istvan Uray	Kernforschungsanlage Jülich GmbH IKP Postfach 1913 D-5170 Jülich
Dr. Helmut Urbahn	Gesellschaft für Reaktorsicherheit Schwertnergasse 2 D-5000 Köln
Dipl.-Ing. Frits Heikel Vinther	Risø National Laboratory DK-4000 Roskilde Dänemark
Dr. Eckhard Voelz	Preußenelektra Tresckowstr. 5 D-3000 Hannover 91

Gewerbeoberamtsrat Dipl.-Ing. Vogeno	RWTH Aachen Templergraben 55 D-5100 Aachen
Josef Vontz	Kernforschungsanlage Jülich GmbH ASS-BS Postfach 1913 D-5170 Jülich
Winfried Voß	Kernforschungsanlage Jülich GmbH ICT Postfach 1913 D-5170 Jülich
Horst Wachs	Buchler GmbH Harxbütteler Str. 3 D-3300 Braunschweig
Dr. Werner Wagner	Alkem GmbH Rodenbacher Chaussee 6 D-6450 Hanau
Dipl.-Phys. Jürgen Wahl	Arbeitsgemeinschaft Versuchreaktor Hambacher Forst D-5170 Jülich
Dr. Max Weber	Universität Mainz Inst. f. Kernchemie Fritz Straßmann-Weg 2 D-6500 Mainz
Dr. Lutz-Axel Wegner	Bayer AG Friedr.-Ebert-Str. 217 D-5600 Wuppertal 1
RD Dr. Wehner	Bundesminister des Innern Postfach 170290 D-5300 Bonn 1
Dr. Ulrich Weickhardt	Schweizerische Unfallversicherungsanstalt Fluhmattstr. 1 CH-6002 Luzern Schweiz
Dipl.-Ing. Hartmunt Weitze	Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG CH-4658 Däniken Schweiz

Rudolf Wiederkehr	Hauptabteilung für Sicherheit der Kernanlagen CH-5303 Würenlingen Schweiz
Dr. Adalbert Wohanka	TÜV Norddeutschland Postfach 540220 D-2000 Hamburg 54
Erich Wörner	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH Postfach D-7129 Neckarwestheim
Dr. Helmut Zeising	Bayer. Landesamt für Materialprüfung Rosenkavalierplatz 3 D-8000 München 81
Dipl.-Ing. (FH) Gerhard Ziemer	Niedersächs. Ministerium für Bundesangelegenheiten Callenberger Str. 2 D-3000 Hannover
Dr.-Ing. Gerhard Zuber	TH Darmstadt Der Präsident der TH Darmstadt Karolinenplatz 5 D-6100 Darmstadt