

JAERI-Review

99-024



JP9950620



昭和51年度から平成12年度までの安全研究年次計画における
「原研が実施すべき研究課題」の変遷

1999年10月

山本信夫

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

昭和 51 年度から平成 12 年度までの安全研究年次計画における
「原研が実施すべき研究課題」の変遷

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター計画調査室
山本 信夫

(1999 年 9 月 7 日受理)

原子力安全委員会（当初は原子力委員会）は、原子力の安全研究を総合的計画的に実施するため、昭和 51 年度から 5 年毎に「安全研究年次計画」を策定しており、5 ヶ年間に実施すべき研究課題及び実施機関を挙げて実施分担の明確化を図っている。

原研は計画当初から安全研究の中心の実施機関として多くの研究課題を実施してきており、その成果は、安全基準、指針等の整備や安全審査等に利用されてきた。

本報告書では、昭和 51 年度から平成 12 年度までの年次計画に挙げられている「原研が実施すべき研究課題」の内容とその変遷をまとめた。

Change in Research Subjects Assigned to JAERI in
Nuclear Safety Research Yearly Programs from 1976 to 2000

Nobuo YAMAMOTO

Planning and Analysis Division
Nuclear Safety Research Center
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 7, 1999)

In 1976, the Nuclear Safety Commission (NSC, the Atomic Energy Commission at the time) started the Nuclear Safety Research Yearly Program to conduct the research in a strategic manner and has revised the Program every five years. The Program has intended to coordinate the cooperation and demarcation among research organizations by showing the research subjects to be done by each research organization.

Many research subjects have been assigned to the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) from the beginning and the research results have been referred to by the NSC in establishing the safety guides and standards or for conducting safety reviews.

This report summarizes the change in research subjects assigned to JAERI as well as their contents, in the Yearly Programs from 1976 to 2000.

Keywords: Nuclear Safety Research, Yearly Program, Research Subjects

目 次

1. はじめに -----	1
2. 研究課題の変遷 -----	3
2.1 原子力施設等安全研究年次計画 -----	4, 10
2.2 環境放射能安全研究年次計画 -----	16
2.3 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画 -----	22
2.4 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画 -----	22
2.5 放射性廃棄物安全研究年次計画 -----	25
3. 研究課題の内容 -----	26
3.1 原子力施設等安全研究年次計画・第1期（昭和51年度～昭和55年度） -----	26
3.2 原子力施設等安全研究年次計画・第2期（昭和56年度～昭和60年度） -----	31
3.3 原子力施設等安全研究年次計画・第3期（昭和61年度～平成2年度） -----	47
3.4 原子力施設等安全研究年次計画・第4期（平成3年度～平成7年度） -----	64
3.5 原子力施設等安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度） -----	81
3.6 環境放射能安全研究年次計画・第1期（昭和51年度～昭和55年度） -----	102
3.7 環境放射能安全研究年次計画・第2期（昭和56年度～昭和60年度） -----	106
3.8 環境放射能安全研究年次計画・第3期（昭和61年度～平成2年度） -----	113
3.9 環境放射能安全研究年次計画・第4期（平成3年度～平成7年度） -----	123
3.10 環境放射能安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度） -----	128
3.11 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第1期（昭和59年度～昭和63年度） -----	136
3.12 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第2期（平成元年度～平成5年度） -----	139
3.13 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第3期（平成6年度～平成10年度） -----	142
3.14 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第1期（昭和61年度～平成2年度） -----	145
3.15 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第2期（平成3年度～平成7年度） -----	150
3.16 放射性廃棄物安全研究年次計画・第1期（平成8年度～平成12年度） -----	155
4. おわりに -----	161
参考文献 -----	161

Contents

1.	Introduction -----	1
2.	Change in Research Subjects-----	3
2.1	Safety Research Yearly Programs on Nuclear Installations -----	4, 10
2.2	Safety Research Yearly Programs on Environmental Radioactivity -----	16
2.3	Safety Research Yearly Programs on Low Level Radioactive Waste -----	22
2.4	Safety Research Yearly Programs on High Level Radioactive Waste -----	22
2.5	Safety Research Yearly Programs on Radioactive Waste -----	25
3.	Contents of Research Subjects -----	26
	Safety Research Yearly Programs on Nuclear Installations	
3.1	- Phase I (1976~1980) -----	26
3.2	- Phase II (1981~1985) -----	31
3.3	- Phase III (1986~1990) -----	47
3.4	- Phase IV (1991~1995) -----	64
3.5	- Phase V (1996~2000) -----	81
	Safety Research Yearly Programs on Environmental Radioactivity	
3.6	- Phase I (1976~1980) -----	102
3.7	- Phase II (1981~1985) -----	106
3.8	- Phase III (1986~1990) -----	113
3.9	- Phase IV (1991~1995) -----	123
3.10	- Phase V (1996~2000) -----	128
	Safety Research Yearly Programs on Low Level Radioactive Waste	
3.11	- Phase I (1984~1988) -----	136
3.12	- Phase II (1989~1993) -----	139
3.13	- Phase III (1994~1998) -----	142
	Safety Research Yearly Programs on High Level Radioactive Waste	
3.14	- Phase I (1986~1990) -----	145
3.15	- Phase II (1991~1995) -----	150
	Safety Research Yearly Programs on Radioactive Waste	
3.16	- Phase I (1996~2000) -----	155
4.	Concluding Remarks -----	161
	References -----	161

1. はじめに

原子力の安全研究が原子力委員会の下で計画的に実施されるようになったのは昭和 48 年度からである。⁽¹⁾

昭和 51 年度には、安全研究の企画立案及び調整、その成果の評価及び活用、並びに国際協力の推進のために、先の安全研究年次計画の見直し等が行われ、昭和 51 年度から 5 か年間に実施すべき原子炉施設等及び環境放射能に係る安全研究課題を挙げ、成果が得られる時期等を考慮した安全研究の年次計画が取りまとめられた。これにより、原子力の安全研究はより総合的計画的に実施されることとなった。^{(2) (3)}

また、昭和 53 年 10 月からは、原子力安全委員会が発足したことに伴い、安全研究の分野は、原子力安全委員会において扱われることとなり、引き続き原子力安全委員会の下で安全研究年次計画が取りまとめられた。

その後、昭和 58 年度には低レベル放射性廃棄物、昭和 60 年度には高レベル放射性廃棄物等に係る安全研究年次計画が新たに加えられ、平成 7 年度には両年次計画は放射性廃棄物安全研究年次計画として一本化されて現在に至っている。^{(4) (5)}

現在までに策定された安全研究年次計画は以下のとおりであり、これらの研究の成果は、安全基準、指針等の整備や安全審査における判断に必要な資料を提供するとともに、安全性の基礎となる知見の蓄積や原子力施設の安全裕度の検討、環境影響評価等にも利用されてきた。

原子力施設等安全研究年次計画・第 1 期 (昭和 51 年度～昭和 55 年度)

原子力施設等安全研究年次計画・第 2 期 (昭和 56 年度～昭和 60 年度)

原子力施設等安全研究年次計画・第 3 期 (昭和 61 年度～平成 2 年度)

原子力施設等安全研究年次計画・第 4 期 (平成 3 年度～平成 7 年度)

原子力施設等安全研究年次計画・第 5 期 (平成 8 年度～平成 12 年度)

環境放射能安全研究年次計画・第 1 期 (昭和 51 年度～昭和 55 年度)

環境放射能安全研究年次計画・第 2 期 (昭和 56 年度～昭和 60 年度)

環境放射能安全研究年次計画・第 3 期 (昭和 61 年度～平成 2 年度)

環境放射能安全研究年次計画・第 4 期 (平成 3 年度～平成 7 年度)

環境放射能安全研究年次計画・第 5 期 (平成 8 年度～平成 12 年度)

低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第 1 期 (昭和 59 年度～昭和 63 年度)

低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第 2 期 (平成元年度～平成 5 年度)

低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第 3 期 (平成 6 年度～平成 10 年度)

高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第 1 期 (昭和 61 年度～平成 2 年度)

高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第 2 期 (平成 3 年度～平成 7 年度)

放射性廃棄物安全研究年次計画・第 1 期 (平成 8 年度～平成 12 年度)

安全研究年次計画は、国が実施すべき研究課題についてその内容と実施機関、研究期間等が明

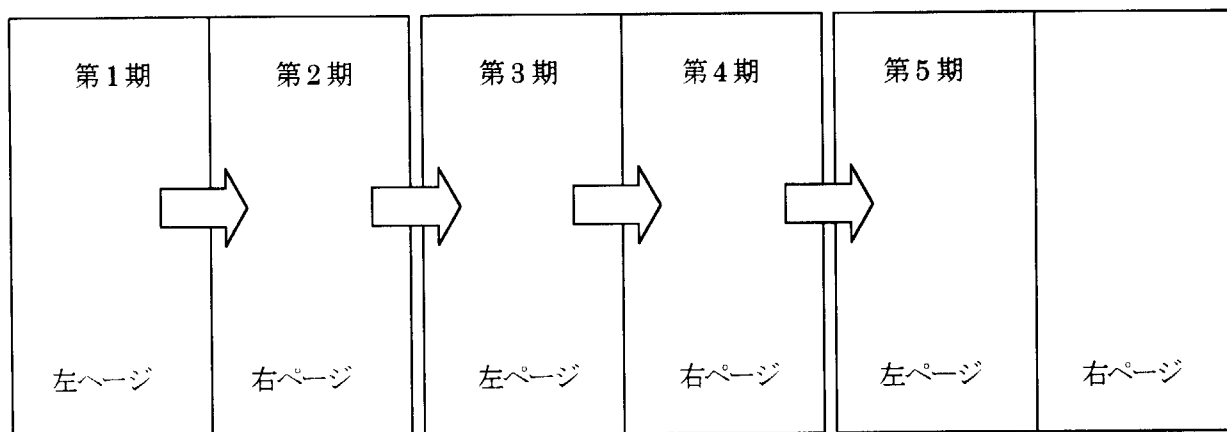
確にされている。

日本原子力研究所（原研）は、昭和 48 年度から、安全研究年次計画に沿って多くの研究課題を実施してきており、研究課題及びその内容を見ると、原子力の安全研究における原研の役割、安全研究の変遷等が理解でき、今後の研究計画立案の参考に、また、過去の研究内容調査の参考になる。そこで、昭和 51 年度から平成 12 年度までの「原研が実施すべき研究課題」と研究課題の内容を各年次計画から抽出し、一覧にまとめた。

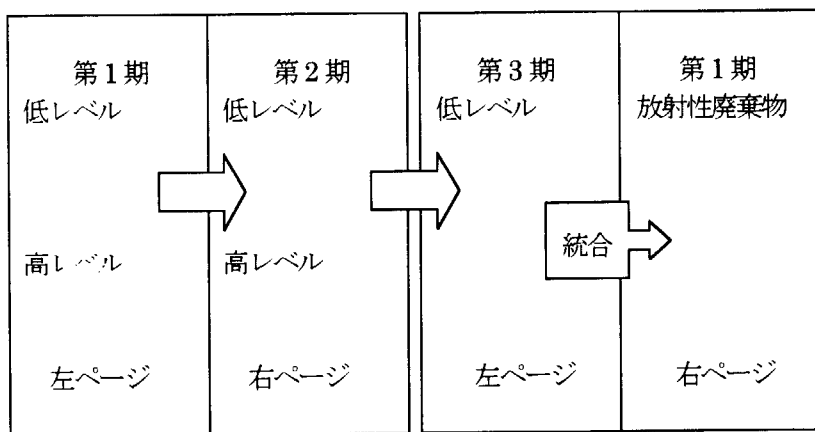
2. 研究課題の変遷

研究課題は、見開きで左ページから右ページ方向に変遷している。
 研究課題の内容は3章にまとめた。各々の研究課題には【 】付き数字で内容の記載ページを示した。

《原子力施設等安全研究年次計画・環境放射能安全研究年次計画》



《放射性廃棄物安全研究年次計画》



2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第1期（昭和51年度～昭和55年度）

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究 【 】：課題内容記載ページ
- 1.1 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究【26】
 - 1.2 通常運転時の燃料破損原因の究明に関する研究【26】
 - 1.3 異常時の燃料ふるまいに関する研究【26】
 - 1.4 冷却材喪失事故（LOCA）時の燃料のふるまいに関する研究【26】
 - 1.5 放射性核分裂生成物（FP）の放出挙動の研究【26】
 - 1.6 燃料ふるまい計算プログラムの整備・開発【27】
2. 冷却材喪失事故に関する研究
- 2.1 冷却材及び冷却水の挙動に関する研究【27】
 - 2.2 格納容器の圧力抑制系の挙動【27】
 - 2.3 計算コードの開発整備と ECCS 性能評価【27】
3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究
- 3.1 構造材料に関する研究【27】
 - 3.2 構造設計に関する研究【27】
 - 3.5 故障対策に関する研究【27】
 - 3.6 異常荷重に対する安全評価に関する研究【28】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第2期（昭和56年度～昭和60年度）

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究 【 】: 課題内容記載ページ
- (1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究
- [ハルデン計画] 【31】
 - [ハルデン炉による照射試験] 【31】
 - [デモランプ計画] 【31】
 - [トランスランプ計画] 【32】
 - [JMTRによる出力急昇試験] 【32】
 - [炉内計装技術開発] 【32】
 - [非照射及び照射ジルカロイ被覆管の非弾性特性及び破壊特性試験] 【33】
 - [UO₂ 焼結ペレット燃料における高燃焼時F Pガス放出及び関連諸効果に関する研究 (バツテル計画)] 【33】
 - [スーパーランプ計画] 【33】
 - [実用燃料の照射後試験] 【33】
 - [通常運転時の燃料計算コード開発・整備] 【34】
- (2) 非通常時の燃料ふるまいに関する研究
- [反応度事故に関する研究] 【34】
 - [冷却材喪失事故時の燃料被覆管の挙動に関する研究] 【34】
 - [出力・冷却不整合時の燃料挙動に関する研究] 【35】
 - [摩耗被覆管燃料の破損挙動に関する研究] 【35】
 - [炉心損傷時の燃料のふるまいに関する研究] 【35】
- (3) 通常運転時の破損燃料及びF Pのふるまいに関する研究
- [燃料ペレットからのF Pの放出] 【35】
2. 冷却材喪失事故に関する研究
- (1) 冷却材及び非常用冷却水の挙動に関する研究
- [BWRのLOCA総合システム効果実験 (ROSA-III)] 【36】
 - [PWRの小破断LOCA個別効果実験及びシステム効果実験 (ROSAIV計画)] 【36】
 - [PWRの再冠水過程の小規模実験 (小型再冠水試験)] 【36】
 - [PWRのLOCAに関する総合システム効果実験 (LOFT計画)] 【36】
 - [損傷炉心の冷却性に関する研究] 【36】
- (2) 計算コードの開発整備とECCS性能評価に関する研究
- [LOCAコードの開発と整備] 【37】
 - [軽水炉ECCSの性能評価] 【37】
 - [炉心損傷計算コードの開発] 【37】
- (参考) [大型再冠水効果実証試験] 【37】
- (参考) [マークII型格納容器圧力抑制系信頼性実証試験] 【38】
3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究
- (1) 構造材料に関する研究
- [軽水炉圧力容器用鋼材の照射脆化] 【38】
 - [軽水炉構造材料の腐食疲労] 【38】
 - [軽水炉構造材料の応力腐食] 【38】
- (2) 構造設計に関する研究
- [疲労強度設計法] 【39】
 - [強度設計における破壊力学の適用] 【39】
- (4) 異常荷重対策に関する研究
- [地震荷重下における配管の挙動] 【39】
 - [熱衝撃負荷時の圧力容器及び配管系の挙動] 【39】
 - [異常荷重下の圧力容器及び配管系の健全性評価に関する破壊力学の適用性] 【40】
- (参考) [配管信頼性実証試験] 【40】
- (参考) [使用済み実プラント施設を利用した欠陥評価実証試験] 【40】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第3期（昭和61年度～平成2年度）

1. 水炉の安全性に関する研究 【 】：課題内容記載ページ

〔軽水型炉〕

1 通常運転時

〔高燃焼時、負荷追従時における燃料の健全性研究〕【47】

〔高燃焼時、負荷追従運転時の燃料健全性研究用照射試験装置の開発、整備〕【47】

〔実用燃料の照射後試験〕【47】

〔軽水炉圧力容器用鋼材の中性子照射脆化に関する研究（IAEA第三次計画含む）〕【48】

2 運転時の異常な過渡変化時

〔異常過渡時における燃料の健全性研究〕【48】

〔異常過渡時の燃料挙動計算コードの整備開発〕【48】

〔過渡時のFPガス放出に関する研究（リソ計画）〕【49】

〔軽水炉過渡事象の安全解析に関する研究〕【49】

〔原子炉異常時のマンマシンインターフェイスに関する研究〕【49】

〔配管き裂からの冷却材漏洩量推定法に関する研究〕【49】

〔軽水炉構造機器の寿命予測に関する研究〕【50】

3 事故時

〔反応度事故条件下における照射済燃料の破損挙動に関する試験研究〕【50】

〔軽水炉事故時における揮発性ヨウ素の生成に関する研究〕【50】

〔加圧水型軽水炉事故時の熱工学的安全性の研究（ROSA-IV計画他）〕【51】

〔高温高圧下での炉心ボイルオフ及び再冠水時の熱水力に関する安全性の研究〕【51】

〔燃料体の事故時再冠水に関する研究〕【51】

〔原子炉用電線類の健全性に関する研究〕【52】

4 シビアアクシデント時

〔炉心損傷事故時の燃料とFPの挙動に関する研究〕【52】

〔炉心損傷事故時のFPソースタームの評価解析〕【53】

〔炉心損傷事故時格納容器等健全性評価に関する研究〕【53】

〔シビアアクシデント時のマンマシンインターフェイスに関する研究〕【53】

〔参考〕〔配管信頼性実証試験〕【54】

〔参考〕〔大型再冠水効果実証試験〕【54】

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

〔1〕安全設計・評価方針の策定にかかわる研究

〔1〕〔2〕2〔軽水炉PSA手法の高速増殖炉への応用に関する研究〕【54】

〔2〕事故防止及び緩和にかかわる安全研究

〔2〕〔1〕1〔炉物理に関する研究〕【54】

〔2〕〔1〕3〔遮蔽に関する研究〕【55】

〔2〕〔2〕2〔炉心異常検出システムの研究〕【55】

〔2〕〔3〕2〔FP放出移行に関する炉内実験〕【56】

〔3〕事故評価にかかわる研究

〔3〕〔2〕2〔NSRRによる燃料破損実験〕【56】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第4期（平成3年度～平成7年度）

1. 水炉の安全性に関する研究

【 】：課題内容記載ページ

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(1) 通常運転及び運転時の異常な過渡変化に関する研究

[高燃焼時及び負荷追従時における燃料の健全性に関する研究] 【64】

[運転時の異常な過渡変化時における燃料の健全性に関する研究] 【64】

(2) 事故の発生防止に関する研究

[軽水炉構造機器の経年変化に関する研究] 【64】

[軽水炉構造機器の寿命予測に関する研究] 【65】

[事故・故障の分析・評価に関する研究] 【65】

[マン・マシン・システムに関する研究] 【65】

(3) 事故時の事象に関する研究

[反応度事故条件下における照射済燃料の破損挙動に関する研究] 【66】

[加圧水型軽水炉事故時の熱工学的安全性の研究（ROSA-IV計画）] 【66】

[2] シビアアクシデントに関する研究

(1) シビアアクシデントへの拡大防止に関する研究

[沸騰水型軽水炉についてのシビアアクシデントへの拡大防止に関する研究] 【67】

[加圧水型軽水炉についてのシビアアクシデントへの拡大防止に関する研究

（ROSA-V計画）] 【67】

(2) シビアアクシデントの影響評価に関する研究

[シビアアクシデント時の燃料挙動に関する研究] 【67】

[シビアアクシデント時のFP挙動に関する研究] 【68】

[シビアアクシデント時の格納容器等の健全性に関する研究] 【68】

[シビアアクシデント時のFPソースタームの評価解析] 【69】

(3) シビアアクシデントの影響緩和に関する研究

[シビアアクシデントの影響緩和に関する研究] 【69】

【参 考】

[配管信頼性実証試験] 【69】

[大型再冠水効果実証試験] 【69】

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[2] 事故防止及び緩和に関する研究

(1) 異常状態発生防止に関する研究

[反応度係数評価手法の研究] 【70】

[高燃焼燃料炉心の定数と核特性に関する研究] 【70】

[3] 事故評価に関する研究

(2) 異常時の燃料挙動に関する研究

[NSRRによる燃料破損実験] 【70】

(4) 放射性物質の放出移行評価に関する研究

[事故時放射性物質の移行と反応に関する研究] 【71】

[4] シビアアクシデントに関する研究

(3) 格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究

[格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究] 【71】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度）

1. 水炉の安全性に関する研究

【 】：課題内容記載ページ

〔軽水炉〕

〔1〕 軽水炉燃料の高度化に関する研究

(1) 燃料の高燃焼度化に関する研究

〔高燃焼度燃料の健全性及び安全性に関する研究〕【81】

〔運転時の異常な過渡変化時における燃料の健全性に関する研究〕【81】

〔反応度事故条件下における照射済燃料の破損挙動に関する研究〕【81】

(2) MOX 燃料の利用に関する研究

〔軽水炉用混合酸化物 (MOX) 燃料の健全性及び安全性に関する研究〕【82】

〔2〕 軽水炉の高経年化に関する研究

〔経年軽水炉構造機器の健全性に関する研究〕【82】

〔3〕 軽水炉のシビアアクシデントに関する研究

(1) シビアアクシデントの発生防止に関する研究

〔BWR のシビアアクシデント防止に関する研究〕【83】

〔PWR のシビアアクシデント防止に関する研究 (ROSA-V 計画等)〕【83】

(2) シビアアクシデントの影響評価・影響緩和に関する研究

〔シビアアクシデントの影響評価に関する研究〕【84】

〔シビアアクシデントの影響緩和に関する研究〕【84】

〔4〕 軽水炉の事故・故障等の分析・評価に関する研究

〔事故・故障の分析・評価に関する研究〕【85】

〔その他〕

〔水冷却型研究炉燃料の破損挙動に関する研究〕【85】

【参考】

〔配管信頼性実証試験〕【86】

〔大型再冠水効果実証試験〕【86】

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

〔2〕 事故防止及び緩和に関する研究

(1) 炉物理に関する研究

〔高燃焼高速炉の炉心安全性評価に関する研究〕【86】

〔新型高速炉の反応度係数の評価〕【86】

〔3〕 事故評価に関する研究

(1) 異常時の燃料挙動に関する研究

〔高速炉燃料の事故時の挙動に関する研究〕【87】

〔4〕 シビアアクシデントに関する研究

(2) 格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究

〔格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究〕【87】

【参 考】

〔新型動力炉原型炉機器等寿命信頼性等実証試験〕【88】

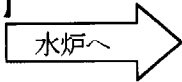
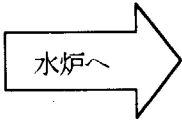
This is a blank page.

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第1期(昭和51年度～昭和55年度)

-
4. 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究 【 】: 課題内容記載ページ
- 4.1 軽水炉事故時における放射性物質放出低減化に関する研究【28】
5. 原子力施設の確率論的安全評価等に関する研究
- 5.1 原子力施設の信頼性に関する研究【28】
- 5.2 原子力施設の状態把握に関する研究【28】
- 5.3 原子力施設の確率論的安全評価に関する研究【29】
6. 原子力施設の耐震に関する研究
- 6.6 アクティブコンポーネントの地震時運転性能試験【29】
- 6.7 地震による破損の確率論的評価に関する研究【29】
- 6.8 地震時の緊急操作並びに地震後の検査手法の確立に関する研究【29】
7. 核燃料施設に関する研究
- 7.1 核燃料施設の臨界安全性に関する試験研究【29】
- 7.2 核燃料施設のしゃへい安全性に関する試験研究【29】
- 7.3 核燃料施設の閉じ込め機能に関する試験研究【29】
- 7.4 大型処理施設の安全性に関する試験研究【29】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第2期（昭和56年度～昭和60年度）

4. 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究 【 】：課題内容記載ページ
- (1) 軽水炉事故時における放射性物質放出低減化に関する研究
- 〔放射性ヨウ素の挙動及び捕集〕【40】
- 〔炉心損傷時、放出物の格納容器内挙動の研究〕【41】
- (2) 再処理施設における気体廃棄物中の放射性物質放出低減化に関する研究
- 〔再処理工程から揮発性FPの除去、捕集プロセスの研究〕【41】
- (参考)〔格納容器スプレイ効果実証試験〕【41】
5. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究
- (1) 原子力施設等の信頼性に関する研究
- 〔機器故障率、異常運転及びヒューマンエラーに関する情報の処理・分析〕【41】
- 〔原子炉用電線類の健全性に関する研究〕【42】
- (2) 原子力施設等の確率論的安全評価に関する研究
- 〔信頼性解析手法〕【42】
- 〔事故シーケンスの解析・評価〕【42】
- 〔標準的解析手法の開発〕【43】
- (3) 原子力施設等の状態把握に関する研究
- 〔放射性物質放出予測システム〕【43】
6. 原子力施設の耐震に関する研究
- (4) 地震時におけるプラント状態の推定及び地震後の検査手法の確立に関する研究
- 〔地震による損傷確率評価法〕【43】
- 〔地震時の緊急操作及び地震後の検査手法の確立に関する研究〕【43】
7. 核燃料施設の安全性に関する研究
- (1) 核燃料施設の臨界安全性に関する研究
- 〔臨界安全性実験〕【44】
- 〔臨界安全解析コードの開発〕【44】
- (2) 核燃料施設のしゃへい安全性に関する研究【44】
- (3) 再処理施設の安全性に関する研究
- 〔安全評価研究〕【45】
- (5) 高レベル・アルファ放射性廃棄物取扱施設の安全性に関する研究
- 〔安全評価研究〕【45】
- (参考)〔高性能エアフィルタ事故時安全性実証試験〕【45】
8. 核燃料輸送容器の安全性に関する研究
- (1) 輸送容器安全解析コードの開発
- 〔熱解析コードの開発〕【45】
- 〔構造強度解析コードの開発〕【46】



2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第3期(昭和61年度～平成2年度)

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究 【 】: 課題内容記載ページ
- [1] 臨界安全性に関する研究
 - [臨界安全性実験] 【56】
 - [3] 事故評価手法に関する研究
 - [事故時における放出放射能ソースターム評価に関する研究] 【57】
 - [再処理施設の事故解析コードの開発] 【57】
 - [7] 再処理プロセスの安全性に関する研究
 - [使用済燃料の溶解に関する安全性研究] 【57】
 - [抽出工程の異常運転時挙動に関する安全性評価試験] 【57】
 - [再処理抽出溶媒の放射線損傷に関する研究] 【57】
 - [再処理工程における水素発生に関する研究] 【58】
 - [再処理プロセスのシミュレーションコードの開発] 【58】
 - [8] 再処理施設からの放射性物質の放出低減化に関する研究
 - [放射性ヨウ素除去・貯蔵技術の開発] 【58】
 - [トリチウム放出低減化技術の開発] 【58】
 - [9] 再処理施設の安全情報の体系化に関する研究
 - [再処理施設安全評価ハンドブックの作成] 【59】
 - [11] 高レベル廃棄物の処理・貯蔵の安全性に関する研究
 - [貯蔵施設の安全性に関する研究] 【59】
 - [12] TRU廃棄物の処理・貯蔵の安全性に関する研究
 - [TRU廃棄物処理・貯蔵の安全性評価研究] 【59】
- (参考)
- [再処理施設排気フィルタ安全性実証試験] 【59】
 - [再処理施設臨界安全性実証試験] 【60】
 - [再処理施設セル換気系安全性実証試験] 【60】
4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究
- [4] 遮蔽・臨界に係る研究
 - [輸送容器の遮蔽安全性研究] 【60】
 - [輸送容器の臨界安全性研究] 【60】
 - [5] 収納物の特性に係る研究
 - [使用済燃料の落下試験時衝撃に関する研究] 【60】
 - [破損燃料からの放射性物質の漏洩挙動] 【60】
 - [6] 安全解析コードに係る研究
 - [輸送容器安全解析コードの開発] 【61】
 - [輸送容器安全解析データベース、ハンドブックの作成] 【61】
6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究
- [1] 信頼性評価のための手法等の確立
 - [システム信頼性評価手法の改良・整備] 【61】
 - [運転経験データの分析・評価] 【62】
 - [2] 原子力施設の事故過程及び影響の評価手法の確立
 - [軽水炉の炉心損傷事故解析手法の改良・整備] 【62】
 - [再処理施設の事故解析手法の開発] 【62】
 - [3] 外的事象に対する確率論的安全評価手法の確立
 - [外的事象に対する確率論的安全評価手法の開発] 【62】
 - [4] 人間のふるまいの評価手法の確立
 - [人間のふるまいの信頼性評価手法の開発] 【63】
 - [5] 確率論的安全評価手法の適用
 - [軽水炉モデルプラントについての確率論的安全評価の実施] 【63】
 - [確率論的安全評価手法の安全上の課題への適用] 【63】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第4期（平成3年度～平成7年度）

3. 核燃料施設の安全性に関する研究 【 】: 課題内容記載ページ
- [1] 臨界安全性に関する研究
 - 〔臨界安全性評価手法の研究〕【72】
 - 〔臨界安全性に関するデータの整備〕【72】
 - 〔プロセス臨界安全性の研究〕【72】
 - [2] 遮へい安全性に関する研究
 - 〔遮へい安全性評価手法の研究〕【72】
 - [6] 放射性物質の放出低減化に関する研究
 - 〔高燃焼度燃料の溶解に関する研究〕【73】
 - 〔放射性よう素除去・貯蔵技術に関する研究〕【73】
 - 〔クローズドシステムによる液体放射能放出低減化の研究〕【73】
 - [7] 事故評価手法に関する研究
 - 〔臨界事故のソースターム評価〕【74】
 - 〔事故時安全評価手法の開発〕【74】
 - 〔異常な過渡変化時のプロセス特性評価に関する研究〕【74】
 - 〔エアロゾル状ソースターム評価に関する研究〕【74】
 - 〔再処理抽出溶媒の放射線損傷に関する研究〕【75】
 - 〔再処理施設の事故時におけるプルトニウムソースタームに関する研究〕【75】
- 【参考】
- 〔再処理施設セル換気系安全性実証試験〕【75】
 - 〔再処理施設臨界安全性実証試験〕【75】
 - 〔ガラス固化体閉じ込め安全性実証試験〕【76】
 - 〔再処理施設抽出工程安全性実証試験〕【76】
4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究
- [4] 遮へい・臨界に関する研究
 - 〔輸送容器の臨界・遮へい安全ハンドブックの整備〕【76】
 - 〔燃焼度を考慮した使用済燃料輸送物の臨界安全性の研究〕【77】
 - [5] 安全解析コードに関する研究
 - 〔輸送容器熱構造安全解析コードの開発〕【77】
5. 原子力施設の耐震安全性に関する研究
- [4] 免震に関する研究
 - 〔機器免震に関する研究〕【77】
6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究
- [1] 確率論的安全評価に関する研究
 - (1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備
 - 〔軽水炉の確率論的安全評価手法の改良と基盤データの整備〕【77】
 - 〔再処理施設のソースターム評価手法に関する研究〕【78】
 - (2) 確率論的安全評価の適用
 - 〔軽水炉モデルプラントについての確率論的安全評価の実施〕【78】
 - 〔確率論的安全評価手法の安全上の課題への適用〕【79】
 - [2] 人間特性に関する研究
 - 〔人間の認知的ふるまいの特性に関する研究〕【79】
 - 〔人間信頼性評価手法に関する研究〕【79】
 - [3] その他の研究
 - 〔原子力安全データベースの開発〕【79】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度）

3. 核燃料施設の安全性に関する研究 【 】: 課題内容記載ページ
- [1] 臨界安全性に関する研究
 - 〔臨界安全性評価手法の研究〕【88】
 - 〔臨界安全性に関する実験的研究〕【88】
 - 〔プロセス臨界安全性の研究〕【88】
 - 〔使用済燃料の核種組成評価〕【89】
 - [2] 遮へい安全性に関する研究
 - 〔放射線源評価等に必要核データの整備〕【89】
 - 〔臨界・遮へい数値実験システムの構築〕【89】
 - [3] 閉じ込め安全性に関する研究
 - 〔エアロゾル状ソースターム評価の研究〕【90】
 - 〔燃料サイクル施設における異常化学反応事象に関する研究〕【90】
 - 〔再処理のプロセス異常評価手法の研究〕【90】
 - 〔核燃料施設構造安全解析コードの開発〕【91】
 - [4] 運転管理・保守及び放射線管理に関する研究
 - 〔再処理施設異常事象監視システムの開発〕【91】
 - 〔放射性物質の監視技術の開発〕【91】
 - [5] 放射性廃棄物の管理に関する研究
 - (1) 高レベル放射性廃棄物の処理に関する研究
 - 〔4群群分離プロセスに関する安全性基礎試験〕【91】
 - 〔高度化再処理プロセスに関する安全研究〕【92】
 - (2) TRU 廃棄物の処理に関する研究
 - 〔TRU 廃棄物の高度処理技術の開発〕【92】
 - 〔TRU 廃棄物の新固化処理技術に関する研究〕【92】
 - (4) 放射性廃棄物の放出挙動特性・低減化に関する研究
 - 〔揮発性核種の気相移行と処理に関する研究〕【93】
- 【参 考】
- 〔再処理施設新材料耐食安全性実証試験〕【93】
 - 〔再処理施設セル換気系安全性実証試験〕【93】
 - 〔再処理施設臨界安全性実証試験〕【94】
 - 〔放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験〕【94】
4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究
- [1] 遮へい・臨界に関する研究
 - 〔燃焼度を考慮した使用済燃料輸送物の臨界安全性の研究〕【94】
 - 〔輸送容器の臨界安全ハンドブックの整備〕【94】
5. 原子力施設の耐震等の安全性に関する研究
- [5] 機器・配管系の健全性に関する研究
 - 〔数値振動台の開発〕【95】
 - 〔数値振動台による核燃料施設の耐震安全性の評価に関する研究〕【95】
 - [7] 新構造システムに関する研究
 - 〔機器免震に関する研究〕【96】
 - [9] 地震 PSA に関する研究
 - 〔地震起因による外部電源喪失事象の検討〕【96】
6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究
- [1] 確率論的安全評価に関する研究
 - (1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備
 - 〔軽水炉の確率論的安全評価手法の改良と基盤データの整備〕【96】
 - 〔圧力容器等損傷確率評価手法の整備〕【97】
 - 〔再処理施設の PSA 手法に関する研究〕【97】

2.1 原子力施設等安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度）

【 】：課題内容記載ページ

- 〔地層処分施設の確率論的安全評価に関する研究〕【98】
- (2) 確率論的安全評価の適用
 - 〔軽水炉モデルプラントのワイドスコープの確率論的安全評価の実施〕【98】
 - 〔安全上の課題に対する確率論的安全評価結果の適用〕【98】
 - 〔確率論的安全評価手法による耐震設計評価に係わる課題の検討〕【99】
- [2] ヒューマンファクタに関する研究
 - 〔人間の認知行動特性の研究〕【99】
 - 〔マンマシンシステムの評価に関する研究〕【100】
 - 〔人間信頼性評価手法に関する研究〕【100】
- [3] その他の研究
 - (1) デジタルシステムの信頼性向上に関する研究
 - 〔デジタル制御システムの信頼性向上に関する研究〕【100】
 - (2) 緊急時対応策に関する研究
 - 〔緊急時対応策に関する研究〕【101】
 - (3) 原子力安全データベースに関する研究
 - 〔原子力安全データベースの開発〕【101】

2.2 環境放射能安全研究年次計画・第1期(昭和51年度～昭和55年度)

第1部 低線量放射線の影響研究 【 】: 課題内容記載ページ

IV 低線量放射線のヒトへの影響の定量的推定に関する研究課題

3. 内部被ばくによる影響の定量的推定に関する研究

(1) 予備研究

6) 内部被ばくの線量評価上のパラメータについての調査研究【102】

(2) 関連研究

1) 職業人の内部被ばく事故対策【102】

VI トリチウムの生物影響に関する研究の問題点と研究課題

(1) トリチウム製造施設内作業環境及び施設周辺環境におけるトリチウムの動態【102】

(2) 大気中トリチウムの人体への取込みと体内におけるトリチウムの動態【102】

第2部 被ばく線量評価研究

2. 日本人の生活行動様式に関する調査研究【102】

4. 原子力施設から放出される放射性核種の挙動に関する研究【103】

5. 環境放射能の分布と挙動に関する調査研究【103】

6. 平常時のモニタリング技術に関する調査研究【104】

7. 異常放出時のモニタリングに関する調査研究【104】

8. 異常放出時における環境放射能予測システムに関する研究【105】

2.2 環境放射能安全研究年次計画・第2期（昭和56年度～昭和60年度）

-
1. 放射性物質及び放射線の分布と挙動並びに被ばく線量評価 【 】: 課題内容記載ページ
- (1) 環境における放射性物質の分布と挙動
 - 1 大気中における挙動に関する研究【106】
 - 2 陸上生態系における挙動に関する研究【106】
 - 3 海洋生態系における挙動に関する研究【107】
 - (2) 環境における放射線の特性と挙動
 - 1 β 線及び中性子線外部線量の評価に関する研究【107】
 - (3) 被ばく線量評価
 - 4 国民線量に関する調査研究【108】
2. 環境放射線（能）のモニタリング技術
- 1 環境放射線の測定法に関する研究【108】
 - 2 環境放射能の測定法に関する研究【109】
6. 放射性物質異常放出時の安全確保
- (1) 緊急時のモニタリング
 - 1 放射性ヨウ素等の迅速分析法及び γ 線サーベイ法に関する研究【109】
 - 2 航空機及び自動車によるサーベイシステムに関する研究【110】
 - 3 放出源モニタ及び環境モニタの緊急時における信頼性の向上に関する研究【110】
 - (2) 緊急時環境放射能予測システム
 - 2 各種環境条件下における拡散モデルの開発【111】
 - 3 被ばく線量予測モデルの開発【111】
 - 4 データバンクを含む総合システムの検討【111】
 - 5 家屋等の放射線（能）防護効果に関する研究【112】

2.2 環境放射能安全研究年次計画・第3期（昭和61年度～平成2年度）

(I) 環境線量研究 【 】: 課題内容記載ページ

1. 放射線及び放射性物質の分布と特性に関する研究
 - (1) [生活環境における空間放射線のレベルと特性及び変動要因に関する研究] 【113】
 - (2) [生活環境におけるラドン・トロンとその娘核種の静的動的分布に関する研究] 【113】
 - (3) [施設周辺における中性子場の特性に関する研究] 【113】
 - (4) [環境中における種々の放射性核種の分布と挙動に関する研究] 【113】
 2. 環境から人への放射性物質の移行に関する研究
 - (1) [放射性物質の大気拡散及び沈着に関する研究] 【114】
 - (2) [海洋における放射性物質の移行に関する研究] 【114】
 - (4) [放射性物質の土壌及び浅地層中での挙動に関する研究] 【114】
 - (6) [環境中におけるトリチウムの移行に関する研究] 【115】
 - (7) [長半減期核種の蓄積と移行に関する調査研究] 【115】
 4. 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究
 - (1) [生活環境における被ばく線量の総合的算定に関する研究] 【115】
 - (2) [大気拡散数値モデルによる線量評価手法の開発] 【116】
 - (3) [再処理施設平常運転時被ばく線量計算手法の開発] 【117】
 - (4) [線量評価に必要なパラメータの改善に関する研究] 【117】
 - (5) [個人被ばく線量算定モデルの開発に関する研究] 【117】
 - (6) [放射性物質移行に関するダイナミックモデルの開発] 【118】
 5. 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定評価技術の開発
 - (1) [環境放射線（能）測定技術の研究開発] 【118】
 - (2) [環境モニタリングシステムに関する研究開発] 【119】
- (III) 特定核種の内部被ばく研究
1. α 放射体の内部被ばく研究
 - (2) [超ウラン元素の内部被ばく線量評価の研究] 【119】
 2. トリチウムの内部被ばく研究
 - (1) [トリチウムの生体への取り込みと生体内での動態に関する研究] 【119】
 - (3) [トリチウムによる人の放射線障害及びその診断、予防に関する研究] 【120】
- (IV) 安全評価研究
2. リスク解析に関する研究
 - (1) [廃棄物処分に起因する環境放射線影響解析手法の開発] 【120】
 - (2) [原子力施設に起因する環境放射線影響解析手法の開発] 【120】
 - (3) [被ばく線量等の統計的解析法に関する研究] 【121】
 - (4) [リスクの総合的評価と比較解析に関する研究] 【121】
 3. 放射線防護と放射線リスクの低減に関する研究
 - (1) [放射線リスク低減に伴う費用効果解析と最適化に関する研究] 【121】
 - (2) [放射性核種の摂取量評価に関する研究] 【122】
 - (3) [実効線量当量評価に関する研究] 【122】

2.2 環境放射能安全研究年次計画・第4期（平成3年度～平成7年度）

1. 環境・線量研究 【 】：課題内容記載ページ
- [1] 放射線の分布と特性に関する研究
 - (1) 環境放射線の変動要因解析と線量評価に関する研究【123】
 - [2] ラドン・トロン及びその娘核種の分布と挙動に関する研究
 - (1) 生活環境におけるラドン・トロンとその娘核種の静的・動的分布に関する研究【123】
 - [3] 放射性物質の分布と移行に関する研究
 - (1) 原子力施設等による環境中放射性核種の測定評価に関する研究【123】
 - (3) 大気拡散数値モデルによる線量評価手法の開発に関する研究【123】
 - (17) トリチウムの環境中移行モデル及びガスから水への転換に関する研究【123】
 - [5] 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究
 - (1) 放射性物質の生態系移行モデルの検証・改良に関する研究【124】
 - (3) 実効線量当量評価に関する研究、その1. 自然環境【124】
 - (4) 実効線量当量評価に関する研究、その2. 作業環境【124】
 - (8) 内部被ばく線量換算係数の精密評価モデルの開発に関する研究【124】
 - (12) 再処理施設事故時被ばく線量計算手法の開発に関する研究【124】
 - [6] 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定技術の開発
 - (1) 環境放射線（能）の測定器・測定法の開発に関する研究【125】
 - (2) 環境放射線（能）測定器の校正技術に関する研究【125】
 - (3) 高度化放射線モニタリングシステムの開発に関する研究【125】
 - (4) 海洋モニタリングシステムの開発に関する研究【125】
3. 特定核種の内部被ばく研究
- [1] 超ウラン元素による内部被ばく研究
 - (5) アクチニド元素の臓器線量評価技術の開発【126】
4. 安全評価研究
- [1] 低線量放射線影響評価の方法論に関する研究
 - (2) 低線量放射線安全評価データベース構築に関する研究【126】
 - (4) 低線量放射線の確率論的安全評価に関する研究【126】
 - [3] リスク評価研究
 - (1) 原子力施設に起因する環境放射線影響解析手法の開発に関する研究【126】
 - (2) 緊急時対応策に関する研究【126】
 - [4] 放射線防護と放射線リスクの低減・管理に関する研究
 - (1) 作業被ばく及び施設設計にかかわる最適化に関する研究【127】
 - (5) 高濃度トリチウムの内部被ばく防護に関する研究【127】
- [参考 実証試験]
- (4) 環境放射能拡散評価安全性実証試験【127】

2.2 環境放射能安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度）

- 1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究 【 】：課題内容記載ページ
- [2] ラドン・トロン及び壊変生成物の分布と挙動に関する研究
 - (2) 環境中のラドン濃度の計測法及び分布と挙動に関する研究【128】
 - [3] 放射性物質の分布と移行に関する研究
 - [3-1] 大気圏における放射性物質の分布と移行に関する研究
 - (1) 大気中における放射性核種の濃度と挙動に関する研究【128】
 - [3-2] 陸圏における放射性物質の分布と移行に関する研究
 - (6) トリチウムの環境影響評価及び作業環境中挙動に関する研究【128】
 - (7) トリチウム及び放射性炭素の環境挙動と線量評価に関する調査研究【128】
 - [3-3] 陸上の植物及び動物における放射性物質の分布と移行に関する研究
 - (8) 植物への元素の蓄積及びその機構と修飾要因に関する研究【129】
 - [3-4] 淡水・汽水圏における放射性物質の分布と移行に関する研究
 - (13) 陸水系環境における放射性核種の移行挙動に関する研究【129】
 - [3-5] 海水圏における放射性物質の分布と移行に関する研究
 - (19) 放射性核種の海洋放出に起因する線量の評価手法に関する研究【129】
 - (23) 北西太平洋及びオホーツク海の放射能と海象に関する研究【129】
 - [5] 国民の被ばく線量及び線量算定モデルに関する研究
 - (4) 放射性物質の生態系移行モデルの検証・改良に関する研究【130】
 - (6) 自然及び汚染環境中における公衆の外部被ばく線量評価に関する研究【130】
 - (8) 計算シミュレーションによる高精度外部被ばく線量評価に関する研究【130】
 - (9) 内部被ばく線量換算係数の精密評価モデルの開発に関する研究【130】
 - [6] 環境放射線測定、放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発に関する研究
 - (1) 環境放射線（能）測定器・測定法の開発に関する研究【131】
 - (2) 環境放射線（能）測定の品質保証に関する研究【131】
 - (6) 環境中に放出された重要放射性核種の分析測定法の開発に関する研究【131】
 - (10) 緊急時における計算予測とモニタリングの総合化に関する研究【131】
- 2 生物影響研究
- [1] 放射線影響の基礎研究
 - (3) 細胞のストレス応答の分子生物学的研究【132】
- 3 特定核種の内部被ばく研究
- [1] 超ウラン元素による内部被ばく研究
 - (3) 人体内プルトニウム等の核種の精密測定評価【132】
- 5 安全評価研究
- [1] リスク評価のための健康情報の収集と解析に関する研究
 - (5) 安全評価データベースの構築に関する研究【132】
 - [2] リスク評価手法の開発に関する研究
 - (1) 放射線リスク評価モデルの開発【132】
 - (2) 原子力施設事故時等放射線リスク評価モデルに関する研究【133】
 - (3) リスク評価における被ばくデータの統計解析に関する研究【133】
 - [3] 安全評価体系の確立に関する研究
 - (1) 放射線リスクの相対的評価に関する研究【133】
 - (2) 種々のリスク源の比較評価に関する研究【133】
 - [4] 放射線防護と放射線リスクの低減・管理に関する研究
 - (3) 緊急時対応策の最適化に関する研究【134】
 - (4) 放射線作業におけるリスク管理技術の開発に関する研究【134】

2.2 環境放射能安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度）

【 】：課題内容記載ページ

[参考 実証試験]

- (1) 緊急技術助言対応技術調査【134】
- (3) 低線量放射線安全評価情報整備【134】
- (4) 海洋モニタリングシステム整備調査【134】
- (6) 原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査【135】

2.3 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第1期（昭和59年度～昭和63年度）

-
1. 海洋処分に係る安全研究 【 】: 課題内容記載ページ
- (1) 処分用廃棄物パッケージの基準化に係るもの
「多重構造パッケージの安全評価試験」【136】
2. 陸地処分に係る安全研究
- (2) 安全評価手法の整備に係るもの
- (ロ) 天然バリアに係るもの
「環境シミュレーション試験」【136】
「放射性核種の地表面等移行試験」【136】
「低レベル放射性廃棄物の陸地処分安全性フィールド試験」【136】
- (ハ) 総合安全評価モデルの整備に係るもの
「総合安全評価モデルの整備」【137】
- (参考: 放射性廃棄物安全性実証試験等)
- 「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」【137】
「低レベル放射性廃棄物陸地処分・敷地外施設貯蔵安全性実証試験」【137】
「極低レベル固体廃棄物の合理的処分安全性実証試験」【138】

2.4 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第1期（昭和61年度～平成2年度）

-
- (2) 人工バリアに係るもの 【 】: 課題内容記載ページ
- 1) 「地層処分施設の安全評価手法に関する研究」【145】
- 2) 「ガラス固化体の安全性評価に関する研究」【145】
- 3) 「固化体容器（キャニスタ）等の安全性評価に関する研究」【145】
- 4) 「緩衝材、埋め戻し材等の安全性評価に関する研究」【145】
- 5) 「人工バリアからの放射性物質の漏洩・移行等に係る安全評価手法に関する研究」【146】
- 9) 「人工バリアに係るナチュラル・アナログ研究」【146】
- (3) 天然バリアに係るもの
- 2) 「処分場周辺の岩盤の安定性に係る安全性評価に関する研究」【146】
- 4) 「天然バリアによる閉じ込め性能の安全評価手法に関する研究」【146】
- 5) 「天然バリアの安全評価コードの開発」【147】
- 8) 「天然バリアに係るナチュラル・アナログ研究」【147】
- (4) 総合安全評価に係るもの
- 1) 「地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究」【148】
- 3) 「地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究」【148】
- (5) TRU廃棄物に係るもの
- 1) 「TRU廃棄物の安全性評価に関する研究」【148】

2.3 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第2期 (平成元年度～平成5年度)

1. 陸地処分に係る安全研究 【 】: 課題内容記載ページ
- (1) 人工バリア及び天然バリアに係る研究
 - 「人工バリア及び天然バリアの強化に関する調査研究」【139】
 - 「環境シミュレーション試験」【139】
 - 「放射性核種の地表面等移行試験」【139】
 - 「低レベル放射性廃棄物の陸地処分安全性フィールド試験」【139】
 - (2) 総合安全評価に係る研究
 - 「総合安全評価モデルの整備」【140】
 - (3) 放射能濃度等の確認に係る研究
 - 「雑固体の濃度測定手法に係る調査研究」【140】
- (参考: 電源開発促進対策特別会計による実証試験)
- 「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」【140】
 - 「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」【140】
 - 「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」【141】
3. 再利用に係る安全研究
- 「低レベル放射性廃棄物の再利用に係る基準整備等に関する研究」【141】

2.4 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第2期 (平成3年度～平成7年度)

3. 1 地層処分の安全性に関する基本的な研究 【 】: 課題内容記載ページ
- 1) 安全に関する基本的考え方と安全評価の考え方等に関する研究【150】
 - 2) 安全評価シナリオに関する基礎的な研究【150】
 - 4) 安全評価に用いる解析手法・モデル・データの品質保証に関する研究【150】
3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究
- 1) 人工バリア要素の安全評価に関する研究【151】
 - 2) 人工バリアシステムにおける放射性核種の移行に関する研究【151】
 - 3) 人工バリアのナチュラルアナログ研究【151】
 - 4) 地下水の水理地質学的特性に関する研究【152】
 - 5) 地下水の地球化学的特性に関する研究【152】
 - 6) 天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究【152】
 - 7) 天然バリアのナチュラルアナログ研究【153】
3. 3 総合安全評価手法の研究
- 1) 地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究【153】
 - 2) 地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究【153】
3. 4 TRU廃棄物に関する研究
- 1) TRU廃棄物の安全評価手法に関する研究【154】

2.3 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第3期（平成6年度～平成10年度）

1 陸地処分に係る安全研究 【 】：課題内容記載ページ

- (1) 原子炉施設の運転等に伴い発生する放射性廃棄物（濃度上限値を超えないもの）
 - 3) 「廃棄物処分における¹⁴C安全評価」【142】
 - 5) 「浅地中処分における安全性試験」【142】
 - (2) 原子炉施設の運転等に伴い発生する放射性廃棄物（濃度上限値を超えるもの）
 - 2) 「総合安全評価モデルの整備」【142】
 - (3) TRU核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）及びウラン廃棄物
 - 1) 「雑固体の濃度測定手法に関する調査研究」【142】
 - 3) 「TRU核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）の地中処分の安全性についての調査研究」【143】
 - (4) RI廃棄物及び研究所等廃棄物
 - 1) 「RI廃棄物及び研究所等廃棄物の処理処分に関する研究」【143】
 - 2) 「廃棄物中の難測定放射性核種の測定に関する研究」【143】
- (参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)
- 1) 「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」【143】
 - 2) 「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」【143】
 - 3) 「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」【144】

2.5 放射性廃棄物安全研究年次計画・第1期（平成8年度～平成12年度）

2-1 浅地中処分

【 】：課題内容記載ページ

- (2) 「雑固体の放射能濃度等の測定手法に関する調査研究」【155】
- (3) 「アルファ廃棄物浅地中処分の安全評価の基本的考え方に関する研究」【155】
- (4) 「TRU核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）浅地中処分の安全性に関する研究」【155】
- (5) 「RI廃棄物及び研究所等廃棄物の処理処分に関する研究」【155】
- (6) 「浅地中処分における安全性試験」【155】
- (9) 「安全評価モデルの整備」【156】

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

- (2) 「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」【156】
- (3) 「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」【156】
- (4) 「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」【156】

2-2 地層処分

- (4) 「人工バリア要素の安全性に関する研究」【157】
- (7) 「人工バリア要素（緩衝材等）に関する研究」【157】
- (10) 「深層地下水の流動特性に及ぼす基本要因に関する研究」【157】
- (13) 「天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究」【158】
- (14) 「天然バリアのナチュラルアナログ研究」【158】
- (19) 「地質環境条件変化に伴う核種移行遅延機構変化に関する研究」【158】
- (21) 「地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究」【159】
- (22) 「地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究」【159】
- (24) 「安全評価に用いる解析モデルの検証に関する研究」【159】
- (25) 「TRU廃棄物の安全評価に係わる要因の定量的研究」【160】
- (26) 「TRU核種の移行挙動に関する研究」【160】

2-3 規制除外・規制免除及び再利用

- (1) 「規制免除・再利用の安全評価システムの整備」【160】

3. 研究課題の内容

3.1 原子力施設等安全研究年次計画・第1期（昭和51年度～昭和55年度）

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

1.1 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

目的

燃料の破損原因の究明及び事故時の燃料ふるまいの把握のためには、破損の発生或いは事故の想定時点まで通常運転を続けた後の燃料体の状態を正確に把握し、破損或いは事故の初期条件を明らかにする必要がある。

このため、ペレット、ジルカロイ被覆管及び燃料棒の寸法変化、力学的特性等の諸物性値を運転履歴の関数として把握するための研究を行う。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

1.2 通常運転時の燃料破損原因の究明に関する研究

目的

ここでとりあげる破損の形式は、主としてペレットによる被覆管の過応力或いは過歪が腐食性の環境下で生じる場合である。この現象をよりよく理解するためにペレット-被覆の力学的相互作用 (Pellet-Clad Mechanical Interaction, PCMI) 現象そのものの研究、出力急昇による燃料破損研究及び被覆の健全性に及ぼす温度、応力、照射及び化学的環境の影響に関する研究を行う。

また、実用炉での破損燃料について適切な照射後試験を行い破損の実態に関する資料の集積を行う。

なお、国際協力の一環として、Halden 計画 (OECD-NEA の燃料照射実験計画) Over Ramp 及び Demo Ramp 計画 (スウェーデン燃料照射実験計画) から実験データ等を得ることとする。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

1.3 異常時の燃料ふるまいに関する研究

目的

原子炉の異常の中で主要なのは、出力冷却不整合 (PCM) と反応度事故である。前者では特に冷却不十分の場合の燃料のふるまい、その破損の様相を解明することが必要で、国際計画に参加してのデータ取得とともに、JMTR のループを改造しての研究をすすめるが、いずれはこのような試験専用の原子炉をもつことの必要性が指摘される。反応度事故時の安全評価としては、燃料エンタルピーが1つの判断基準としてとられているので、この判定基準の安全裕度を確めるため、安全性研究炉 NSRR を用いて、反応度事故条件を模擬したパルス運転を行い、原子炉燃料を試験的に破壊しその燃料破壊エネルギーを実証的に測定し、事故時の燃料挙動を定量的に把握する研究や挙動解析コードの開発・確立をすすめることとする。

また、国際協力の一環として、既に参加している米国の PBF (Power Burst Facility) 計画 (燃料安全性の大型実証試験計画) の他、西独 PNS (Projekt für Nuklear Sicherheit) 計画や仏 PHEBU 計画から実験データ等を得ることとする。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

1.4 冷却材喪失事故 (LOCA) 時の燃料のふるまいに関する研究

目的

LOCA 時の燃料の健全性は『ECCS 指針』に基づき、確認することになっているが、最近の LOFT 実験の結果に鑑み、LOCA 時の炉心ふるまいの見直しが行われる機運にあるので、これに応じて燃料の研究計画も見直しの必要がある。

LOCA 時の燃料の熱的、機械的挙動を明らかにし、LOCA の事象を安全側に評価できる限界条件を定めるための研究を行う。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

1.5 放射性核分裂生成物 (FP) の放出挙動の研究

目的

被曝評価の基礎情報を与えるためには、燃料ペレット内で発生した FP が原子炉系外に移行するまでの FP のふるまいを明らかにする必要がある。

このため、一次冷却材圧力低下時の破損燃料からの FP 追加放出に関する研究を行う他バツテル計画等

の国際協力からデータの取得をはかる。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

1.6 燃料ふるまい計算プログラムの整備・開発

目的

燃料ふるまいに関する知見は出来るかぎり計算プログラム化され、定量的にふるまいが記述され、またふるまいの予測が可能となることが必要である。このため、計算プログラムの整備・開発を行うこととする。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

2.1 冷却材及び冷却水の挙動に関する研究

目的

LOCA 時の一次冷却系における冷却材と ECCS によって注入された非常用冷却水の挙動は、燃料棒の表面温度を支配し、被覆管の健全性ひいては原子炉の安全性と直接関わっているため、その挙動を把握しておくことは、原子炉施設の LOCA 時における安全性を評価する上できわめて重要である。

このため、LOCA の総合実験、スプレイ冷却及び再冠水の研究等を推進するとともに、LOFT 計画等との国際協力をさらに推進する。

特に、米国原子力発電所の事故に鑑み、小破断 LOCA 時の二相流の実験及び解析を進める他、自然循環時及び流量停滞時における炉心冷却機能に関する研究について、諸外国の関連研究計画の動きを考慮しつつ、早急に実施する方向で検討する。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

2.2 格納容器の圧力抑制系の挙動

目的

圧力抑制系を有する格納容器の健全性を確認するために LOCA 時の急激なプール水面の上昇(プールのスウェル)及び蒸気凝縮に起因する動的荷重について実験を行い、詳細な解析モデルを開発する。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

2.3 計算コードの開発整備と ECCS 性能評価

目的

実炉における LOCA 時の現象を予測し、ECCS 等安全系の性能を評価し、LOCA 時の軽水炉の安全性を確認するためには、大規模な計算を必要とする。このために、計算に必要なコードを開発、改良あるいは外国から導入整備すると共に、これらのコードの性能、適用限界及び実炉への適用方法を明らかにする。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

3.1 構造材料に関する研究

目的

構造材料については、鋼製格納容器の標準化に伴って、これに対処した高張力鋼の採用や溶接施工技術の確立、軽水炉圧力容器用の大型鍛造機の製造による溶接量の低減、耐応力腐食割れのすぐれたステンレス鋼代替材の開発等の進展が著しい。

しかしながら、それらの新材料、新施工技術は、今後の使用実績によりその健全性が実証されるものであり、不断の継続的な検討が必要である。

また、構造材料或いは構造部分の局所的な微少な損傷による強度の減少、破壊挙動等について詳細な検討を行うとともに、安全性を定量的に評価するために、材料のミクロ的な特性の精度良い把握と基礎的な評価データの蓄積が必要である。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

3.2 構造設計に関する研究

目的

原子力機器の設計基準の ASME Sec III で認められている簡易弾塑性疲労設計法及び近年注目を浴びている非線形破壊力学手法の構造設計への適用法について、その安全性及び適用性の研究を行うとともに、原子炉施設の大型化に伴う設計基準の検討に必要な基礎データの蓄積を図る。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

3.5 故障対策に関する研究

目的

軽水炉一次系の耐圧部のき裂損傷、蒸気発生器細管の減肉現象、制御棒案内管支持ピンの破損等の事例は、我が国の軽水炉でも幾つか見られるが、このような損傷を極力減らすため材料面及び設計面の検討を加えると同時に、それらが構造強度に与える影響を定量的に把握し、そのような損傷に対する軽水炉施設の安全性、信頼性を実証的に確認する必要がある。

このため、そのような損傷の挙動を明らかにするとともに、その影響を定量的に把握するための手法の開発、安全評価の基礎データの蓄積等に必要の研究を行う。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

3.6 異常荷重に対する安全評価に関する研究

目的

軽水炉の安全上重要な構造物は、安全評価のために想定される事故時の異常荷重によっても、軽水炉の安全を損なうことのないように設計しなければならない。そのために想定すべき異常荷重の記述を明確にすると共に、それに対する構造健全性評価方法をより一層向上させる必要がある。

想定すべき異常荷重は、個々の軽水炉施設の立地条件、型式等によって異なるが、緊急炉心冷却系作動時の圧力容器、配管等への急冷熱衝撃、格納容器内外の飛来物、格納容器内外の圧力波、配管破断時の配管むち打ち等の異常荷重について研究しておくことが必要である。

4. 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究

4.1 軽水炉事故時における放射性物質放出低減化に関する研究

目的

軽水炉に各種の事故が生起したと想定しても、一般公衆に放射線障害を与えないことが重要であり、このため、放射能放出過程の解明、放射能放出低減化技術の研究を行う。

5. 原子力施設の確率論的安全評価等に関する研究

5.1 原子力施設の信頼性に関する研究

目的

(1)プラント構成機器の信頼性

軽水炉施設の信頼性を評価するためには、プラント構成機器の故障率、故障平均時間等のデータが必要になる。

本研究については、従来よりプラント機器メーカー、原子力工学試験センター等において研究が進められているが、今後とも一層積極的に推進する必要がある。

また、LOCA 条件下では、格納容器内の機器の絶縁材料、パッキング、潤滑剤などの有機材料の劣化が起り、機器の信頼性に影響を与えるので、LOCA 条件下での機器の信頼性の研究も合わせて行う必要がある。

(2)信頼性解析手法

信頼性解析手法について、諸外国の状況調査・検討を行うとともに共通故障、人間の過誤の取り扱い等についての研究を積極的に押し進めて行く必要がある。

5. 原子力施設の確率論的安全評価等に関する研究

5.2 原子力施設の状態把握に関する研究

目的

(1)人為的な誤操作防止

人為的な誤操作による事故の発生を防ぐためには、運転員がプラント状態を正確に把握することが必要である。このためには計算機プログラムシステム、監視ディスプレイ方式又は制御室の適正配置についての研究、さらに運転員の適正についての研究が必要になると考えられるが、本研究については、運転管理と切り離せない問題であり、実際に軽水炉の運転を行っている電力会社及びプラントの製作を行っているメーカーが中心となって研究を進めることが効率的である。

従って、人間工学的見地から、上記方式のうちどれが望ましいか検討し、一刻も早く研究に着手する必要がある。

(2)放射性物質放出量解析システム

事故時に原子力施設から放出される放射性物質の量を事故発生後できる限り早期に予想することができれば、その後の防災対策が極めて円滑に行われる。このため、プラントの設計等に関するデータ及びプ

ラントの計測データから事故時のプラントの状態を的確に把握するとともに、その後の事故経緯を予想し、放射性物質の放出量の予測を迅速に行う手法及びシステムについて研究する必要がある。

しかし、本研究については、技術的可能性、研究開発の規模等が必ずしも明確ではないので、さらに検討を行った上で研究を開始する必要がある。

5. 原子力施設の確率論的安全評価等に関する研究

5.3 原子力施設の確率論的安全評価に関する研究

目的

ルイスレポート等で指摘された問題点及び我が国の原子力発電所の立地条件を考慮した本研究を進める必要がある。

なお、本研究及び原子力施設の信頼性に関する研究を進めていくには、現在の人員では不十分なので、研究者の増員に特段の配慮を行う必要があると考える。

6. 原子力施設の耐震に関する研究

6.6 アクティブコンポーネントの地震時運転性能試験

目的

ポンプ、ファン、バルブ等は地震時或いは地震後にもその確実な作動が要求される。このため、これらアクティブコンポーネントの地震時又は地震後の機能確認を実験的に行う。

6. 原子力施設の耐震に関する研究

6.7 地震による破損の確率論的評価に関する研究

目的

軽水炉事故による災害の確率論的評価に関する研究の一環として、地震による機器・構造物の破損確率を耐震設計の重要度分類上のクラスに分けて評価する。これにより、耐震設計の裕度、破壊的耐震時の事故発生確率を推定する。

6. 原子力施設の耐震に関する研究

6.8 地震時の緊急操作並びに地震後の検査手法の確立に関する研究

目的

地震時における計測制御系の指示状況を、機器の一部破壊、計測機器の地震動に起因する誤指示を含めて推定し、地震動下における操作員の緊急操作の標準化及びパニック防止のための補助手段につき検討する。また地震来襲後の発電所の検査、運転再開基準を、地震レベルを何段階かに分けて検討し標準化する。

7. 核燃料施設に関する研究

7.1 核燃料施設の臨界安全性に関する試験研究

目的

核燃料施設の臨界安全性を解析評価するための計算コードの標準システムを開発、整備する。

また、臨界安全管理のための指針・手引きとしては、TID-7016 等諸外国のものを借用している現状に鑑み、核燃料物質の溶液系、粉末系等の臨界安全性実験を実施し、実証データに裏付けられた臨界安全管理の指針・手引きを整備する。

7. 核燃料施設に関する研究

7.2 核燃料施設のしゃへい安全性に関する試験研究

目的

核燃料施設のしゃへい安全性を解析評価するための計算コードの標準システムを開発、整備するとともに、このコードシステムを検証するため、使用済燃料を用いたしゃへい実験を行う。

7. 核燃料施設に関する研究

7.3 核燃料施設の閉じ込め機能に関する試験研究

目的

核燃料施設の平常時及び事故時における放射性物質の閉じ込め機能を評価するため、高性能エアフィルタの性能評価試験、プルトニウム取扱施設のグローブ及びグローブポートの安全性評価試験、グローブボックスの安全性評価試験等を実施する。

7. 核燃料施設に関する研究

7.4 大型処理施設の安全性に関する試験研究

目的

動力炉核燃料開発事業団の再処理施設に続く将来の大型再処理施設において、重要な安全性評価項目となると考えられる

- ①施設の大型化等に伴う各工程、各機器の臨界安全性評価
- ②施設の大型化等に伴う各種機器の信頼性、耐久性評価、遠隔保守性評価
- ③放出低減化技術の適用と平常時の周辺公衆の被ばく線量評価
- ④火災・爆発等の事故防止策と事故時の安全性評価
- ⑤使用済燃料貯蔵の安全性の評価

等について、今後、体系的な試験研究を進める必要があり、国と民間の役割分担を明確にしつつ、研究実施体制を確立する。

3.2 原子力施設等安全研究年次計画・第2期（昭和56年度～昭和60年度）

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔ハルデン計画〕

目的

ハルデン計画における共通試験の目的は、

イ. 通常運転時における燃料の健全性を評価するため、燃料のPCI特性、および負荷追従特性を明らかにする。

ロ. ※LOCA時における燃料棒ふるまいを炉内計装により明らかにする。これらより、通常運転時、通常運転条件を超えた場合における燃料破損の低減と事故時の基準への適合性、基準の見直しなどに有効なデータを取得する。

（※事故時の燃料ふるまいに関する研究であるが、ここに記載した。）

内容

イ. PCIふるまいに関する研究

燃料棒の熱的特性、FPガス放出、燃料棒の変形（長さ、直径）、その他基本的諸特性（焼きしまり、スウェリング、ならびかえ）を研究し、それぞれ燃料ふるまいサブモデルとして定量化する。また、出力急昇試験、負荷追従試験を実施し、総合的に解析する。解析のため燃料モデルも開発する。

ロ. LOCA時における燃料棒のふるまい

LOCA状態を模擬した照射リグを用い、燃料棒内の過渡的な熱特性、ガス流特性及び変形などを研究する。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔ハルデン炉による照射試験〕

目的

ハルデン炉（HBWR）において、炉内燃料計装技術を利用して軽水炉燃料の負荷追従時及び過渡時のふるまいとPCI破損のメカニズム研究を行う。照射試験から得られた情報は燃料ふるまい解析コード（FRECC、FEMAXIシリーズ）の改良、検証に使用する。

内容

LWR条件下での出力急昇に伴う炉内直径測定、BWR、PWR条件を模擬した高圧照射リグでベース照射後それら条件でHe3コイルによる出力急昇、負荷追従、過渡変化等を行い、出力変動下での直径、長さ、内圧、被覆管のクラック発生などを測定する。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔デモランプ計画〕

目的

PCI破損研究で重要な項目としては破損しきい値と破損メカニズムの研究である。インターランプ計画で得られた成果に基づき、デモランプ1計画では、標準燃料設計上、小改良を加えた場合の破損しきい値への効果を研究し、デモランプ2計画ではSCCによるクラックの発生条件、出力急昇中のFPガス放出、被覆管の変形など破損メカニズム解明のための研究を行い、設計・評価指針の通常運転時における燃料の健全性の検討に役立てる。

内容

イ. 燃料改良効果の研究（デモランプ1計画）

インターランプ計画で用いたものと同形状の燃料棒に、設計上の小改良（加圧、中空ペレット、大結晶粒）を加え、破損しきい値への効果を研究する。

ロ. 破損メカニズム研究（デモランプ2計画）

インターランプ計画で明らかとなった破損に必要な上昇巾と保持時間の関係を用い、破損を生じさせない範囲で出力上昇巾、保持時間をパラメータとして出力急昇試験を行い、SCCによるクラック発生、変形、FPガス放出等を研究する。

 1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔トランスランプ計画〕

目的

出力急昇時における被覆管内面でのクラック発生とその進展のメカニズムを究明する。従来PCI破損はSCCによるものであるので、クラック発生及びその進展には長時間を要するものと考えられていたが、デモランプ2計画の結果出力急昇速度が大きい場合には秒速度の保持時間でもクラック発生の可能性があることが示されたので、必要な研究を行う。

内容

商用発電炉でベース照射を行ったセグメント燃料棒をストウドビックR-2炉の水ループ内で極めて大きい出力急昇速度(5,000W/cm/min)による試験を行う。

イ. 出力保持時間の効果研究

デモランプ2で用いたKWU燃料棒5本を使用し、500W/cmで保持時間をパラメーターとしてクラック発生、進展について研究する。

ロ. プリコンディショニングの効果研究

GEがモンテセロでベース照射した燃料棒4本を用い350~450W/cmの出力レベル(4レベル)でプリコンディショニングを行い、20~25%の過出力を10分間与えて、クラックの発生及び進展について研究する。

 1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔JMTRによる出力急昇試験〕

目的

PCI破損のしきい値及びメカニズムの研究手段としては出力急昇試験が有用である。JMTRにおいて出力急昇試験を行い、国産燃料のPCI破損しきい値と国際協力により入手したデータ(ホルデン計画、デモランプ計画等)との比較及びPCI破損メカニズムに関するSCCによるクラックの発生と伝播に関する研究を行う。

内容

イ. 新燃料による出力急昇試験

BOCA設備の性能確認及び出力急昇条件(出力サイクル含)の効果进行研究するため、ヨウ素を封入した新燃料により出力急昇試験を行う。

ロ. OWL-2ベース照射燃料による試験

BWR、PWR在来型設計燃料棒をOWL-2ループにより2~3年間照射し(燃焼度約3,400~8,500MWd/tUO₂)非破壊検査を行った後、出力急昇試験及び照射後試験を実施し、破損しきい値の確認と、SCCによるクラック発生・伝播の研究を行う。

 1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔炉内計装技術開発〕

目的

燃料照射中の熱的、機械的情報を得るため、各種炉内計装技術の確立を図る。温度測定はJMTRのOWL-1及びBOCAを用いて実施し、燃料温度計算コード、燃料ふるまい計算コードの検証に資する。また、燃料棒直径測定を実用に供すべく技術の確立を図る。

内容

イ. OWL-1により直径ギャップ、被覆管(バリヤ、ライナー)、封入ガス成分(Xe入り)、圧力をパラメータとして燃料中心温度測定実験を行う。

ロ. BOCAにより、直径ギャップ、封入ガス成分(He, Xe)をパラメータとした燃料中心温度測定実験を行う。

ハ. 各種炉内計装技術のうち、照射中の燃料棒直径測定技術の確立を図る。

 1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔非照射及び照射ジルカロイ被覆管の非弾性特性及び破壊特性試験〕

目的

通常運転時の燃料棒挙動計算コードの開発及び破損モデル破損メカニズム研究のため。

イ. 非照射ジルカロイ管を用いて、非弾性特性試験を実施する。この試験データは照射ジルカロイ管に関する研究の参照データとして使用する。

ロ. また、JMTRによる照射ジルカロイ管の非弾性特性及び破壊特性を実験的に求め、モデル化する。

内容

イ. 非照射ジルカロイ管について、油圧サーボ型材料試験機により1軸荷重下及び複合荷重下の非弾性特性試験を実施し、被覆管の非弾性変形に関するデータの整理及びモデル化を行う。

ロ. 照射ジルカロイ被覆管の非弾性特性及び破壊特性試験

(1) JMTRのOWL-2において照射したジルカロイ被覆管試料について、非弾性特性試験を行う。

(2) JMTRに増設されるセル及び試験装置を用い、ヨウ素の影響を把握するため破壊特性試験を行う。

(3) (1) (2) の試験データにより照射ジルカロイ被覆管の特性を把握し、モデル化を行う。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔UO₂ 焼結ペレット燃料における高燃焼時FPガス放出及び関連諸効果に関する研究 (バツェル計画)〕

目的

我が国の実用燃料の局部的最高燃焼度は、燃焼末期において5万MWD/Tに達しているため、燃料挙動解析コードの検証に必要な燃料ペレットの高燃焼度燃料の挙動に関するデータを取得する。

内容

イ. 商業炉で2万～5万MWD/Tまで照射した燃料棒及び最大許容設計線出力密度で短時間照射した燃料棒からのFP挙動を求める。

ロ. 最高7万MWD/Tまで照射した燃料の各種パラメータの効果を求める。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔スーパーランプ計画〕

目的

スーパーランプ計画は、ハルデン、インターランプ及びオーバーランプ計画が対象としていた以上の高燃焼度のPCIを対象としているため、破損しきい値の確認、破損モードの確認及び設計パラメータや出力急昇速度の破損しきい値への効果についての研究により、安全審査上、高燃焼度燃料の健全性の検討に必要なデータを取得する。

内容

商用発電炉でベース照射を行った、PWR、BWR燃料試験をストウドビックR-2炉の水ループ内で出力急昇試験を行う。

イ. PWR燃料

OBLIGHEIM炉で3万～4.5万MWD/Tまでベース照射した燃料棒及びBR-3炉で3.5から4万MWD/Tまでベース照射した燃料棒

ロ. BWR燃料

MONTICELLOで3万～3.5万、MWD/Tまで照射した燃料棒及びWURGASSEN炉で3万～3.5万MWD/Tまで照射した燃料棒

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔実用燃料の照射後試験〕

目的

原子力発電所で実際に用いられた燃料の照射後試験を行って、実用燃料の照射特性を把握する諸データの集積と、その健全性の実証に役立てることを目標とする。また、これらの試験結果を安全審査及び基準化のための基礎データとして反映させる。

内容

BWR及びPWRそれぞれの実用燃料の照射後試験として非破壊試験（外観検査、ガンマスキャンニング等）や破壊試験、（材料試験、金相試験等）を行う。

当初計画として、日本原子力発電（株）敦賀発電所において約22,000MWD/T燃焼した国産被覆管燃料集合体2体は被覆管及び燃料の製造時各種データが記録、保存されており、実用燃料の安全性研究にとって極めて貴重な存在であるので、この燃料体を用いて、燃料体の健全性の確認、燃料特性評価、各試験装置の確性試験の観点から一連の非破壊及び破壊試験を行う。又、以上の照射後試験から更に必要となった試験項目についても検討の上実施する。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(1) 通常運転時の燃料ふるまいに関する研究

〔通常運転時の燃料計算コード開発・整備〕

目的

通常運転条件を超えた場合及び事故時の燃料ふるまいコードの初期条件を与えるための通常運転時の出力履歴に従って燃料ふるまいを計算し、かつ負荷追従運転を含む通常運転時における燃料健全性評価に必要なPCI破損解析コードを開発・整備する。この計算コードはJMTR照射、ハルデン照射等により検証を行う。

内容

事故の初期条件及び負荷追従運転を含む通常運転時の燃料健全性を単一コードで評価するものとし、このコードとしてFEMAXIを用い必要な改良を行う。初期条件の目的のためには燃焼の進んだ時点での燃料温度やFPガス放出の計算精度を向上させ、負荷追従運転のためには過渡時の計算能力の導入及び被覆管クラック発生進展モデルの付加等を行う。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(2) 非通常時の燃料ふるまいに関する研究

〔反応度事故に関する研究〕

目的

反応度事故条件下における燃料挙動をNSRRを使用して実験的に解明し、反応度事故に関する安全評価基準の整備に資する。

内容

イ. 燃料設計パラメータ（濃縮度、加圧、被覆管材質、ギャップ巾、ギャップガス等）を変えて、NSRRの実験孔で照射し、過度照射中の温度、伸び、燃料内圧、カプセル内圧、水塊速度を測定する。また、照射後試験により、破損しきい値、破損機構を究明する。

ロ. 冷却材パラメータを変えた炉内照射実験及び欠陥燃料による炉内照射実験を行い、上記測定を行うとともに、これらパラメータの破損しきい値、破損機構の影響を調べる。

ハ. 高温・高圧カプセル及びループを用いて動力炉の運転条件を模擬し、流速、圧力等の破損しきい値、破損機構への影響を調べる。

ニ. 燃料の燃焼効果について調べるために照射済燃料を用いた実験を実施する。供試燃料としては、当面敦賀炉燃料及びJMTRにより前照射を行った燃料を用いる。このために照射済燃料取扱設備の整備を行う。

また、燃焼の進んだ燃料の破損しきい値を確定する上では、燃焼の依存性のみならず、事故発生前の初期出力レベルの依存性の解明が重要となるので、このため現行の零出力パルス運転方式に加えて、出力上昇後からのパルス運転も行えるようにNSRRの制御及び計装系の改修を図る。

ホ. 上記の実験解析を通じ、事故時燃料挙動解析コードの開発検証を行う。

ヘ. NSRRとPBF、PNS及びPHEBUS研究協力等を活用し、燃料ふるまいに関する諸外国の情報を入手する。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(2) 非通常時の燃料ふるまいに関する研究

〔冷却材喪失事故時の燃料被覆管の挙動に関する研究〕

目的

軽水炉のLOCA時の安全解析に資するため、燃料被覆管に関する挙動を明らかにする。併せてECCS性能評価指針の安全裕度を定量化するために必要な情報を提供する。

内容

イ. 被覆管のふくれ試験では、燃料棒（単棒）にアルゴンガスを内圧加圧し、種々の条件で加熱、破裂させそのふくれ量を測定する。また、燃料集合体についても同様に破裂試験を行う。

ロ. 被覆管の内面酸化機構解明のためにジルカロイ管を停滞水蒸気及び水素／水蒸気混合ガス気流中で酸化させ、金相試験、水素分析、リング圧縮試験等の試験を行う。

ハ. 拘束条件下にある燃料棒を水蒸気中で破裂、酸化、急冷させ、その時の被覆管の挙動を調べる。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(2) 非通常時の燃料ふるまいに関する研究

〔出力・冷却不整合時の燃料挙動に関する研究〕

目的

軽水炉燃料の出力上昇又は冷却不足によって発熱と除熱の平衡が崩れた時の燃料挙動を解明する。

内容

PBF計画の試験データによって、出力冷却不整合時の燃料挙動について検討し、評価を行う。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(2) 非通常時の燃料ふるまいに関する研究

〔摩耗被覆管燃料の破損挙動に関する研究〕

目的

一次冷却水の流動による水力振動によって生じた被覆管摩耗燃料の破損挙動を究明する。

内容

振動台を用いて燃料棒を高温高压水中で長時間振動させて作成した摩耗被覆管燃料及び実炉使用済摩耗被覆管燃料をNSRRで試験し、温度、圧力等の時間変化を測定するとともに、破損限界、破損機構を究明する。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(2) 非通常時の燃料ふるまいに関する研究

〔炉心損傷時の燃料のふるまいに関する研究〕

目的

軽水炉の炉心損傷時の燃料棒及び燃料集合体のふるまいを明らかにして、炉心損傷挙動の理解を深める。

内容

イ. 炉心損傷時の燃料集合体のふるまいを明らかにするため、模擬燃料棒又はUO₂/ジルカロイ接触試験体を水蒸気雰囲気中で電気加熱し、燃料の溶融、破損形態及びその機構について研究する。

ロ. 事故条件を模擬した雰囲気中で、燃料棒を炉内核加熱し、燃料棒の損傷挙動及び損傷限界値等を究明する。

ハ. 米国NRCの炉心損傷研究計画に参加し、炉内集合体実験を含む一連の炉心損傷実験及び解析結果に関する情報を入手する。

ニ. 上記イ～ハを有機的に結合させ、炉心損傷時の燃料集合体のふるまいに関する安全評価、解析を行う。

1. 軽水炉燃料の安全性に関する研究

(3) 通常運転時の破損燃料及びFPのふるまいに関する研究

〔燃料ペレットからのFPの放出〕

目的

軽水炉の破損燃料のふるまいに関し、通常運転時に二酸化ウラン、ペレットから放出されるFPのふるまいを明らかにするため炉内及び炉外においてFP放出実験を行う。

内容

イ. NSRR照射によりFP放出のふるまいを明らかにする。

ロ. 照射済二酸化ウランペレット—高温加熱装置を用いてFP放出実験を行い各種条件下におけるFPの放出速度を求めめる。

ハ. UO₂ペレットと冷却水の相互作用による燃料構成物質の移行ふるまいを明らかにする。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(1) 冷却材及び非常用冷却水の挙動に関する研究

〔BWRのLOCA総合システム効果実験 (ROSA-III)〕

目的

ジェットポンプ付きBWRのLOCAに関して、1時冷却系、炉心及びECCSを模擬した装置を備えた実験装置により、できるだけ実炉に近い条件で実験を行い、LOCA/ECC現象の把握と計算コードの検証を行う。

内容

最大口径破断によるLOCAについては、55年度までに多数の実験を実施したため、今後はそれ以外の条件たとえば中小口径破断によるLOCAについての実験を実施する。また、これらの実験を原子力施設安全委員会(OECD-NEA-CSNI)の国際標準問題プログラムに題材として提供し、参加各国の解析技術の調査を進める。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(1) 冷却材及び非常用冷却水の挙動に関する研究

〔PWRの小破断LOCA個別効果実験及びシステム効果実験 (ROSAIV計画)〕

目的

米国原子力発電所の事故の経緯に鑑み、PWRの小口径破断によるLOCAの安全評価に必要な情報、特に自然循環による炉心冷却に関する知見を得る。

内容

イ. 定常2相流ループによる研究

事故のさいに想定される二相流条件下で、1次、2次冷却設備の関連各機器、配管内の流れを個々にとりあげて流動様式、圧力損失、熱伝達などのデータを可能な限り実寸の供試体を用いて測定する。

ロ. 大型非定常ループによる研究

1次、2次冷却設備、ECCS、安全保護設備、計測制御設備などの主要な構成機器を備えたPWRプラント模擬装置を製作して、小破断LOCA実験を行う。これらの成果を定常2相流ループによる個別効果実験の結果と組み合わせて小口径破断解析用コードの開発に資する。なお、この研究計画には、米国、フランス、西独などの適切な国際協力体制を考慮することとする。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(1) 冷却材及び非常用冷却水の挙動に関する研究

〔PWRの再冠水過程の小規模実験 (小型再冠水試験)〕

目的

再冠水課程の熱流動特性に関する詳細な試験データを取得して、再冠水課程解析コードの改良に資する。

内容

実寸長の電気加熱模擬燃料棒(6X6本)を用いた小規模の再冠水試験を実施し、再冠水時に生ずる水流動様式の観測、急冷現象の把握等を行うとともに、種々の流速分布でのデータを得る。また、ダウンカマ構造体と非常用冷却水との熱の授受に関するデータを得る。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(1) 冷却材及び非常用冷却水の挙動に関する研究

〔PWRのLOCAに関する総合システム効果実験 (LOFT計画)〕

目的

小型のPWRであるLOFT炉を用いて、LOCA及び種々の異常な過度変化を模擬する実験を行い、PWRの核熱特性に係わる安全評価用計算コードの妥当性を検証する。

内容

最大口径配管の両端破断及び中小口径破断によるLOCAに関する一連の実験を行ったあと、LOCA以外の事象すなわち種々の異常な過度変化等に関する実験を行う。

更に、米国原子力発電所事故の経緯に鑑み運転性に関する実験を行う。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(1) 冷却材及び非常用冷却水の挙動に関する研究

〔損傷炉心の冷却性に関する研究〕

目的

本研究は、炉心損傷の進展を知る上で最も重要な因子である損傷炉心の冷却性を調べる。

内容

イ. 損傷炉心の熱水力的挙動に関して、崩壊した燃料棒及び燃料集合体の伝熱挙動を究明するための実験、解析を行う。

本研究は、燃料崩壊過程の究明と合わせて、特に、破碎及び溶融し下部に下落して生じた燃料堆積物の冷却性を調べ、炉心の長期冷却の可能性を明らかにするものである。

ロ. [炉心損傷時燃料のふるまいに関する研究] の(2研究内容ハ. の一部

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(2) 計算コードの開発整備とECCS性能評価に関する研究

[LOCAコードの開発と整備]

目的

軽水炉のLOCA現象を解析し、又はLOCA時のECCSの性能を評価する一連の計算コードを開発、導入、整備する。

内容

既に開発に着手しているPWR、BWRのECCS評価コード・システムについては、ECCS評価指針の見直し作業の動向も念頭におきつつ、引き続き改良に努める。

また、最近の米国における事故の経緯に鑑み、ECCS以外の系統との相互作用や、運転員の誤操作等も考慮に入れたLOCA現象のモデルを開発する。更に、これらに関連する外国の計算コードを導入し、整備、改訂、改良を行う。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(2) 計算コードの開発整備とECCS性能評価に関する研究

[軽水炉ECCSの性能評価]

目的

軽水炉のLOCA現象を解析し、ECCSの性能を評価するための計算コードを収集、整備、改良し、これらのコードの性能と適用限界を明らかにし、実炉に対する適用方法を確立する。

内容

国内外の安全解析コードを収集し、体系的に整備した上で、その解析能力、適用限界等を明らかにし、必要に応じて改訂、改良等を行って、実炉に対する適用方法を確立する。55年度までの成果を踏え、かつ最近の米国における事故例にも鑑み、各種の破損規模、機器故障の想定下で、ECCSの性能評価を行い、総合的な安全性を確認する手法を確立する。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(2) 計算コードの開発整備とECCS性能評価に関する研究

[炉心損傷計算コードの開発]

目的

炉心損傷時の炉心及びプラント全体の応答、並びに放出される放射能の格納容器内挙動を予測するためのシステム・コードを開発し、炉心損傷挙動の総合的な理解に資する。

内容

炉心損傷に伴って生じる諸事象を包括し、炉心及びプラント全体、特に格納容器の応答や、格納容器内に放出された放射性物質の挙動をできるだけ精度良く予測するシステム・コードを作成する。システム・コードに使用する個々のモデルについては、実験解析を通して別途開発、検証される個々のモデルを評価し、順次本コードに組み入れていき、コード・システム全体の性能向上を図る。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(参考) [大型再冠水効果実証試験]

目的

PWRのLOCAの再冠水過程における非常用炉心冷却効果の総合的実証試験及び安全解析コードの検証を行う。

内容

イ. 大型再冠水円筒炉心試験炉心における熱伝達と非常用冷却水の流動様式の関係や炉心やダウンカマ一の特性等再冠水過程に係わる熱水力現象を約1/5実規模試験装置により総合的に実証し、再冠水解析の検証を行う。

ロ. 大型再冠水平板炉心試験

PWRのLOCAの再冠水過程において、上部プレナム内における水滴の挙動など2次元的な炉心冷却効果の実証試験を行う。

本試験計画は、米国と西独との国際協力により行われる。

2. 冷却材喪失事故に関する研究

(参考) [マークII型格納容器圧力抑制系信頼性実証試験]

目的

LOCAの際に、BWR用マークII型格納容器圧力抑制の各構成部分に加わる動的荷重の大きさを評価し、各部分の強度が十分、これに耐えることができ健全性が確保されていることを実証する。

内容

実験には、7本の実寸のベント管を有する扇型(中心角20°)の供試体の応答(圧力、水位、加速度、応力などの時間変化)を測定して現行の動荷重の評価法と比較する。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(1) 構造材料に関する研究

[軽水炉圧力容器用鋼材の照射脆化]

目的

軽水炉圧力容器の安全性評価のために、圧力容器用鋼材の照射脆化に関する感受性を明らかにする。また、実用炉の監視試験では、試験片のそう入位置及び空間の制限から小型の試験片を使用することが要求されるため、小型試験片を用いて有効な破壊靱性値を求める方法を確立する。

内容

照射試験は、IAEAとの共同研究により、国産材及びヨーロッパ材を供試材として実施する。

従来のシャルピ試験片と同一寸法のものを使用し、破壊力学的手法によって、その鋼材の破壊靱性値を求める方法を確立する。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(1) 構造材料に関する研究

[軽水炉構造材料の腐食疲労]

目的

軽水炉圧力バウンダリーの健全性を評価するために圧力容器鋼材、配管材及びその溶接材について軽水炉環境下における腐食疲労試験を実施し、き裂伝播速度並びに疲労寿命に及ぼす環境因子及び欠陥の応力拡大係数等の力学的因子の影響を解明する。

内容

BWRを模擬した高温高圧水環境下における圧力容器鋼材、配管材及びそれらの溶接材等のき裂伝播速度並びに疲労寿命に及ぼす水質などの影響を調べる。また、PWR環境を模擬して腐食疲労試験を実施する大型装置の整備を図るとともに、材料のき裂伝播速度及び疲労寿命に及ぼす諸因子の影響を系統的に調べる。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(1) 構造材料に関する研究

[軽水炉構造材料の応力腐食]

目的

従来実施されてきたオーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル合金のSCC等に関する研究により、ほぼその対策工法等が確立されつつある。しかし、この過程で従来SCCを起こさないと想定されていたフェライト鋼等でも環境あるいは応力の付加状況によっては割れを発生するおそれがあることが明らかとなった。

割れはSCCによるものばかりでなく、繰り返し応力付加による高温水中の腐食疲労との重畳効果によることも考えられるので、オーステナイト系ステンレス鋼と比較検討しながらこれらの材料の割れ特性の把握と、対策を確立する。

内容

イ オーステナイト系ステンレス鋼についてはBWR炉の軌道、停止を模擬した場合のSCC挙動を検討し、また、ニッケル合金については、PWR一次系環境下での割れ挙動を把握する。

ロ イ項の材料以外の材料について応力変動環境下での割れについて従来のSCCを起し易い材料と比較しながら検討し、最終的にはSCCと腐食疲労の関係を明らかにする。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(2) 構造設計に関する研究

〔疲労強度設計法〕

目的

原子炉構造機器の故障において最もよく見られるものが疲労に関連したものであり、また、疲労損傷部から破壊へ至る場合も予想され得る。

このため、現在、用いられているASMEコードの各種疲労強度設計式、設計データを我が国の現状と照らし合わせて、それを修正追加することを目標とする。

内容

イ 配管の振動疲労強度—流体力などとの関連で配管に振動が生じ疲労強度が問題となっているのでモデル実験を行う。

ロ 累積疲労被害—特にMiner則の非安全性の検討と使用条件に則した標準ブロック荷重の設定について研究する。

ハ 疲労設計曲線における補正係数の妥当性—圧力容器モデルテスト結果との関連について研究する。

ニ 熱疲労—各種原子炉構造材についての熱疲労特性を小型実験とモデル実験(ノズルコーナー部など)により明らかにする。

ホ 局部応力集中係数と疲労強度減少係数との相関—二軸と単軸の疲労試験結果の相関、溶接残留応力場下での疲労強度及び異材継手を有する構造要素の疲労強度について研究を行う。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(2) 構造設計に関する研究

〔強度設計における破壊力学の適用〕

目的

最近、非線形破壊力学の概念が盛んに論じられており、米国のASMEなどにおいての概念に基づいた構造物の破壊防止設計法が研究されている。このため、我が国においても、この非線形破壊力学手法の原子炉機器設計への適用について研究を行い成果を得ることが必要である。また、線形破壊力学の適用についても研究を続行する。

内容

原子炉圧力容器コンポーネント及び1次配管系の設計における破壊力学の適用—小型実験とモデル試験の相関を、疲労並びに急速破壊について主に研究する。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(4) 異常荷重対策に関する研究

〔地震荷重下における配管の挙動〕

目的

軽水炉の運転中に地震が発生したとき、欠陥が存在している配管系がどのような挙動を示すかを明らかにする。

内容

人工欠陥付の配管モデルに実機相当の内圧を負荷した状態で、加振機によって動的荷重を負荷したとき、その欠陥からのき裂の発生及び伝播挙動を明らかにする。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(4) 異常荷重対策に関する研究

〔熱衝撃負荷時の圧力容器及び配管系の挙動〕

目的

ECCS作動時に、冷水の注入により原子炉圧力容器及び関連系統配管に急冷熱衝撃が負荷される。このような負荷に対して圧力容器及び配管が健全であることを確認する。

内容

高温の圧力容器モデル及び配管モデルに定常荷重としての内圧に加えて、急冷熱衝撃を負荷して、き裂の存在を仮定した実験及び解析を行う。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(4) 異常荷重対策に関する研究

〔異常荷重下の圧力容器及び配管系の健全性評価に関する破壊力学の適用性〕

目的

各種異常荷重下の圧力容器及び配管系の健全性評価について、近年著しい発展をとげている破壊力学の適用性を実験的、理論的に調査する。

内容

圧力容器及び配管系の全体あるいは部分モデルを用いて異常荷重下における破壊挙動を実験的に調べる。同時に、破壊力学解析コードを整備あるいは開発して、実験の解析を行うことにより、健全性評価に関する破壊力学の適用性を確認する。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(参考)〔配管信頼性実証試験〕

目的

軽水型原子力発電所において1次冷却系配管に欠陥が発生した場合の配管の健全性の実証試験及び瞬時破断発生の可能性の有無を明らかにするための実証試験を実施する。また、配管が瞬時破断したと仮定した場合の配管の挙動とその波及効果を明らかにするための実証試験を実施する。

内容

直径約300mmの直管、曲管試験体及び平板モデルに複数個の想定欠陥を放電加工により設け、繰返し荷重のもとで、き裂が伝播して貫通するまでの疲労き裂伝播挙動を明らかにする。配管の瞬時破断発生の可能性を調べるため、直管試験体に貫通又は未貫通欠陥を設け、内圧を負荷した状態で曲げ荷重を負荷して、き裂の進展挙動を明らかにする。

直径100、150、及び200mmの直管及び曲管試験体を用いて、ラブチャーディスクによる想定破断試験をBWR及びPWR条件のもとで実施し、ブローダウン反力、ジェット衝撃力、配管、レストレントの挙動等を調べる。

3. 軽水炉施設の構造安全性に関する研究

(参考)〔使用済み実プラント施設を利用した欠陥評価実証試験〕

目的

使用済みの実プラントにおける溶接時欠陥の進展状況及び他の欠陥の発生・進展状況を、非破壊試験及び切断面の観察により調査し、運転履歴（応力・水質等）との関係を明らかにする。これらの結果を現行基準の評価に反映させるための基礎資料とする。また合せて非破壊検査技術の信頼性の向上に役立つ情報を得ることを目的とする。

内容

イ 56～58年度ではプラント各系統の高応力部等代表的な部分及び非破壊試験の結果から選択された部分について、内表面に関する検査及び材料内部に関する検査を切断して行う。

ロ 59～60年度では、広範囲の溶接部を対象とし、溶接欠陥の進展性の有無に重点を置いた検査を切断して行う。

4. 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究

(1) 軽水炉事故時における放射性物質放出低減化に関する研究

〔放射性ヨウ素の挙動及び捕集〕

目的

軽水炉の冷却材喪失事故時に格納容器内に放出されるヨウ素は、格納容器内で放射線に曝されるため放射線化学的に変化する。また、種々の材料表面で、沈着・脱着することにより、濃度と化学形が変化する。このため、

イ 放射線上における無線ヨウ素の気液分配係数、有機ヨウ素の生成率、有機ヨウ素のチャコール・フィルタによる捕集効率を測定し、ヨウ素の挙動と捕集について研究する。

ロ ヨウ素の種々材料への沈着、脱着速度と共に化学形の変化を調べ安全解析に資する。

内容

イ 軽水炉事故時の格納容器雰囲気模擬しうる試験容器により、放射線場におけるヨウ素の挙動について解明する。また、チャコール・フィルタの有機ヨウ素捕集効率を測定する。

ロ. ヨウ素の種々材料への沈着脱着速度やその化学状態を調べて放射性ヨウ素と種々材料との相互作用の機構を明らかにする。原子力施設内でのヨウ素挙動の解明及び捕集法の開発に資する。

4. 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究

(1) 軽水炉事故時における放射性物質放出低減化に関する研究

[炉心損傷時、放出物の格納容器内挙動の研究]

目的

軽水炉の炉心損傷時には、一次系からの水蒸気、被覆材等と水蒸気との反応によって生ずる水素ガス、燃料からの核分裂生成物 (F P) が格納容器内に放出される。本研究目的は、炉心損傷時の格納容器の機能を評価するのに必要な水素、水蒸気等による圧力、温度負荷と F P の挙動を明らかにすることである。

内容

イ. 炉心損傷条件下における水素、水蒸気等格納容器内構成ガスと熱の挙動を調べ、格納容器の健全性におよぼす影響を明らかにする。

ロ. 炉心損傷条件下における F P の放出と、その物理的及び化学的な挙動を明らかにする。

ハ. 炉心損傷時の格納容器内ガス、熱、F P の挙動解析コードを開発し、事故の進展におよぼす因子の影響を明らかにするとともに、夫々の因子についての研究結果をとり込んで、計算コードの性能向上を図る。

4. 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究

(2) 再処理施設における気体廃棄物中の放射性物質放出低減化に関する研究

[再処理工程から揮発性 F P の除去、捕集プロセスの研究]

目的

再処理工程から放出される放射性物質の低減化技術の確立に資するため、トリチウムなどの揮発性 F P の乾式法による除去及びそのオフガス処理プロセス評価を行い、軽水炉燃料の再処理工程への適用性及び問題点を明らかにする。

内容

イ. 基礎実験

オフガス処理基礎実験装置において、微照射した U、Ru、Cs などにより揮発性 F P の揮発-移行-沈着挙動を明らかにし、その解析コードを作成する。また、粉化燃料の硝酸への溶解性など下記プロセスに関する基礎的課題を検討する。

ロ. プロセス実験

新前処理プロセス実験装置において、微照射の軽水炉燃料によって、燃料の粉化、揮発性 F P の挙動及び基礎技術的課題を明らかにし、最適条件を示すとともに廃液リサイクルを含むシステム解析を行う。

4. 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究

(参考) [格納容器スプレイ効果実証試験]

目的

軽水炉の格納容器に、放射能防護のために設置されているスプレイの試験を行い、スプレイの熱除去効果及び元素状ヨウ素の除去効果を実証する。

内容

イ. 冷却材喪失事故時における格納容器スプレイ効果に関し、実炉が模擬できる規模のモデル格納容器スプレイ効果試験装置を 52 年度に完成し、まず熱除去効果試験を実施した。53 年度より PWR、BWR の格納容器スプレイを模擬した仮想事故時及び重大事故時のヨウ素除去試験を実施している。

ロ. 格納容器スプレイによるヨウ素除去挙動計算コードとして、スプレイ液滴の内部構造物による妨害効果及び格納容器内の気体の対流混合効果を考慮した計算コードを作成した。更に実炉のヨウ素除去挙動を計算するコードを、実証試験のデータに基づいて検証する。

5. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

(1) 原子力施設等の信頼性に関する研究

[機器故障率、異常運転及びヒューマンエラーに関する情報の処理・分析]

目的

プラントの異常、故障及び事故の貴重な教訓に学び、この種の事故の再発を防止するために安全上の諸対策へ反映させるとともに、原子炉事故の実時間解析、予測システムの設計、確率論的安全評価手法の適用にあたって、検討対象とすべき事故の種類及びシナリオなどの決定に資する。

内容

イ 情報収集・評価システムの設計

我が国の環境条件に則した情報収集・評価システムについて設計し、システムを確立するための基盤とする。

ロ 人間の信頼性解析モデルの作成

人間/機械の組合せである各種の複雑なシステムの信頼性を解析、評価するモデルを作成

5. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

(1) 原子力施設等の信頼性に関する研究

〔原子炉用電線類の健全性に関する研究〕

目的

格納容器の電線ケーブル、モーター、コネクタ、端子盤等の機器、部品類は通常運転時には長期間低線量率放射線の照射を受け、LOCA時には高温、高湿度、高線量率放射線という環境にさらされる。これらの機器部品類には絶縁材料、潤滑剤、シール材等の有機材料が使用されており、それらの有機材料の劣化が機器の信頼性に影響を与える。本研究ではこれらの機器部品類の健全性試験法の研究、有機材料の耐放射線性の研究等を行う。

内容

イ 通常運転時及びLOCA環境における電線ケーブル、コネクタ、端子盤等の健全性試験法について研究する。このため、試験装置（SEAMATE-2）を改造する。

ロ 機器部品類を構成する有機材料（絶縁材料、潤滑剤、パッキング、シール材、塗料等）について、耐放射線性を系統的に研究する。

ハ 耐放射線性絶縁材料の難燃化について研究する。

5. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

(2) 原子力施設等の確率論的安全評価に関する研究

〔信頼性解析手法〕

目的

フォルト・ツリー解析に代表される信頼性解析手法について、WASH-1400に用いられた手法をとり入れるとともに、指摘された欠陥を補う新手法の開発を行う。

内容

イ WASH-1400関連コードの整備

WASH-1400に使われた計算コード及びその後開発された計算コード類を導入し、評価を行う。

ロ 新手法の開発

共通要因故障及び部分故障の解析モデル、時間シークエンス評価の導入等旧来の手法の問題点として指摘された分野を中心に新手法の開発を行う。

ハ 標準システムの作成

評価された各コード及び開発した新手法により、我が国の標準解析システムを作成する。

5. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

(2) 原子力施設等の確率論的安全評価に関する研究

〔事故シークエンスの解析・評価〕

目的

リスク評価の対象となる事故シークエンスを、定量的かつ合理的な評価によって定め、解析・評価する手法を確立する。

内容

イベント・ツリー、フォルト・ツリー法等により各種の事故シークエンスを定め、下記の手法を用いてリスクの寄与度を定量的に解析・評価する。

イ 各種の異常な過渡変化時及び事故時の解析手法の整備

異常な過渡変化時や事故時のプラント各部の応答を解析評価する手法を整備する。

ロ 放出される放射性物質の解析手法の整備

各種事故ごとに、リーク・バス放出点や放出モードを考慮し、格納容器から環境へ放出される放射性物質の種類や量を解析する手法を整備する。

5. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

(2) 原子力施設等の確率論的安全評価に関する研究

〔標準的解析手法の開発〕

目的

各種モデルの総合化を行うとともに、環境モデルの作成、評価を行い我が国における標準的な確率論的安全評価手法を開発する。

内容

イ 計算モデルの総合化

イベント・ツリー、フォルト・ツリー法等による計算と放射性物質放出量を結びつけ、放射性物質放出カテゴリーごとの発生頻度が定量的に評価できるようにする。

ロ 環境モデル作成

放射能の生物学的効果、エコロジイなどを考慮し、人口密度、退避、緊急時評価を反映した環境及び影響モデルを作成する。

ハ 確率論的安全評価手法の集大成をはかることにより、我が国の境界条件下でのリスクを総合的に評価する手法を開発する。

5. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

(3) 原子力施設等の状態把握に関する研究

〔放射性物質放出予測システム〕

目的

放射性物質の環境放出に伴う退避その他を含む諸種の緊急時対策に資するため、発生した事故の経緯から、燃料が破損し、放射性物質が原子炉冷却材圧力バウンダリから格納容器へ、また格納容器外と漏れると考えられるときに、その種類及び量を予測するシステムを開発する。

内容

炉心損傷が予想される場合に各リークパスごとの放射性物質の種類及び量を予測するシステムを開発する。

6. 原子力施設の耐震に関する研究

(4) 地震時におけるプラント状態の推定及び地震後の検査手法の確立に関する研究

〔地震による損傷確率評価法〕

目的

原子炉事故による災害の確率論的評価に関する研究の一環として、地震の発生確率に関する検討を行うとともに、地震による建屋、機器、配管等の損傷確率を、耐震設計の重要度分類上のクラスに分けて評価する。

内容

イ 地震の発生確率に関する研究

地震の発生確率についての既往の研究を調査・検討し、発生について確率論的モデルを確立する。

ロ 構造体内応力と構造体損傷・崩壊確率の推定

構造体に過応力が加わった際の損傷・崩壊挙動を試験、理論、シミュレーションにより推定する方法を確立し、部材の強度データと合わせて一般の建屋、機器、配管等の損傷確率を定量的に評価する。

ハ 総合評価と設計法の改善

現行耐震設計にもとづく建屋、機器、配管等の構造体の地震時破損と、事故発生との関連を確率的に評価し、発電所全体の状態を推定する。つぎに、構造信頼性の定量的評価法を総合的に確立することにより、設計地震、設計荷重条件、許容応力の相互の関連を明らかにして、現行耐震設計体系の改善を図る。

6. 原子力施設の耐震に関する研究

(4) 地震時におけるプラント状態の推定及び地震後の検査手法の確立に関する研究

〔地震時の緊急操作及び地震後の検査手法の確立に関する研究〕

目的

地震時に生ずる原子炉事故を防止するために必要な緊急操作の内容を系統だてて検討するとともに、地震来襲後、原子力発電所の運転再開の可否を定める検査項目・手法の基本を定める。

内容

イ 機器並びに配管の破損の可能性、損傷モード及び損傷検出方法に関する研究

耐震設計上重要な機器、配管については、損傷発生の確率を無欠陥時、と何らかの欠陥のある場合について検討し、地震時の損傷モードを予測する。また、地震経過中、AE等の手法により損傷を検出する方法及び地震後なるべく短時間で異常の有無を推定する方法を検討する。

その他の機器については、最強地震時の損傷モードを推定し、これらの一部が重複して発生したときの発電所全体の安全性に与える影響を検討する。

ロ 計装制御系誤作動と異常作動の推定及びこのような状況下におけるオペレータの状況推定と、操作補助手段の開発

地震時には多重的原因による計装制御系の誤作動及び外部攪乱の同時多発により、平時には予期することのない過渡状態が生ずる可能性がある。この状態を系統的に推定し、必要に応じたその状態モードと発生確率を求める。

このような状況下に加えて、地震下におけるオペレータの心理状況を推定し、そのような事態において可能な行動範囲、予期されない行動の発生の有無を推測する。また過渡状態にある発電所の緊急停止及びその後の運転を、将来の事態を推測しつつ最善の方法で行うための補助手段の必要性、基本的要求性能などについて検討する。

ハ 地震後検査方法等の検討

各種機器、配管の損傷モードの推定データに基づき、地震後検査方法及び運転再開条件を示す。

7. 核燃料施設の安全性に関する研究

(1) 核燃料施設の臨界安全性に関する研究

〔臨界安全性実験〕

目的

ウラン、プルトニウム及びその混合物の粉末系、溶液系等における臨界データを取得し、今後の再処理工場等の安全規制に資するとともに、その取得データを用いて臨界安全解析コードの検証を行い、コードの精度の向上を図る。

内容

イ 軽水臨界実験装置(TCA: Tank Type Critical Assembly)を用いて、棒状燃料-水素減速系の臨界実験を行う。

ロ 新しく臨界安全性実験施設を建設し、

(1) 硝酸プルトニウム溶液、硝酸ウラニウム溶液及びその混合溶液

(2) 酸化プルトニウム粉末、酸化ウラニウム粉末及びその混合粉末などの均質系又は非均質系の各種体系の臨界実験を行う。

7. 核燃料施設の安全性に関する研究

(1) 核燃料施設の臨界安全性に関する研究

〔臨界安全解析コードの開発〕

目的

核燃料施設の安全規制に用いる臨界安全解析コードを開発する。

内容

イ 既存のKENO-4コードについては、データライブラリの改訂を進めるとともに、その適用範囲をより複雑な体系に拡大するための改良を行う。

ロ 3次元有限要素法に基づく解析コード等の新コードを開発する。

7. 核燃料施設の安全性に関する研究

(2) 核燃料施設のしゃへい安全性に関する研究

目的

核燃料施設の安全規制に用いるしゃへい安全解析コードを開発する。

また、しゃへい安全性実験を実施し、その取得データを用いてしゃへい安全解析コードの検証を行い、コードの精度を高める。

内容

イ 国内外のしゃへい実験データを用いて、既存コードの検証を行い、コードの改良、データライブラリの改訂を進める。

ロ 有限要素法による解析コード等の新コードを開発する。
 ハ 原研の実用燃料試験施設において、使用済燃料輸送容器とPWR及びBWR使用済燃料を用いて、(1)線源強度評価のための実験、(2)線源形状評価のための実験、(3)輸送容器形状評価のための実験を行う。

また、既存のホットラボ施設等において、実測しゃへいデータを取得することについて検討する。

ニ ハによって得られるしゃへいデータを用いてコードの検証を行う。

7. 核燃料施設の安全性に関する研究

(3) 再処理施設の安全性に関する研究

[安全評価研究]

目的

将来の大型再処理施設の安全規制に資するため、再処理施設の安全評価に必要な調査研究及びプロセスの安全性に関する基礎試験を体系的に実施する。

内容

イ 再処理施設の安全評価に必要な評価手法及び基礎データに関する調査研究を行う。

ロ 閉じ込め系、ブルトニウム抽出・濃縮系、溶解オフガス系等再処理プロセスの安全評価上重要な工程・機器について、異常時又は事故時の基礎的挙動を把握するための安全性基礎試験を行う。

ハ 原研ホットケープの再処理プロセス廃液、廃溶媒等の処理に関する着火・爆発条件、 α 核種の分離・減容などの安全性基礎試験を行う。

ニ 上記安全性基礎試験を行うため必要な施設整備を行う。

7. 核燃料施設の安全性に関する研究

(5) 高レベル・アルファ放射性廃棄物取扱施設の安全性に関する研究

[安全評価研究]

目的

高レベル・アルファ放射性廃棄物取扱施設の安全性を評価するための研究を実施し、その安全規制に資する。

内容

イ 高レベル・アルファ放射性廃棄物取扱施設の安全性に関する情報の収集、分析等ソフトの調査研究を行う。

ロ 昭和57年度完成の廃棄物安全性試験施設において、高レベル放射性廃棄物取扱施設の安全性の評価に必要な試験等を行う。

7. 核燃料施設の安全性に関する研究

(参考) [高性能エアフィルタ事故時安全性実証試験]

目的

核燃料施設における火災・爆発等の事故時における放射性物質の閉じ込め機能を実証し、データを取得する。

内容

再処理施設における溶媒火災事故を想定し、ダクト、HEPAフィルタ、ファンより構成される換排気系の総合的な除染係数を実測し、ススによる目づまり等の効果を評価する。

8. 核燃料輸送容器の安全性に関する研究

(1) 輸送容器安全解析コードの開発

[熱解析コードの開発]

目的

核燃料輸送容器の審査に用いる熱解析コードを開発する。

内容

TRUMPコードを基礎にして、計算コード本体の改良、入力方法の簡素化、グラフィック・ディスプレイによる出力方法の整備及び定数ライブラリの作成を進める。

また、消防研究所の研究、電力中央研究所の実証試験等の国内外の実験データを用い、コードの検証を行う。

8. 核燃料輸送容器の安全性に関する研究

(1) 輸送容器安全解析コードの開発

〔構造強度解析コードの開発〕

目的

核燃料輸送容器の審査に用いる構造強度解析コードを開発する。

内容

海外から計算コードを導入し、その改良を進める。

また、機械技術研究所の研究、電力中央研究所の実証試験等の国内外の実験データを用い、コードの検証を行う。

3.3 原子力施設等安全研究年次計画・第3期（昭和61年度～平成2年度）

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

1 通常運転時

[高燃焼時、負荷追従時における燃料の健全性研究]

目的

高燃焼時、特に燃焼度を現行の限度より高める燃焼度伸長や負荷追従運転下での燃料の健全性に関し安全裕度を確認し、安全審査における判断資料を準備することを目的とする。

内容

イ. JMTRにおける照射試験

国内発電炉で照射した現行燃料に内圧、変形、温度等を測定するための再計装をほどこし、JMTRにおいて各種出力条件下における照射試験を行い、高燃焼時、負荷追従時におけるFPガス放出、変形、損傷等燃料ふるまいの詳細な機構を研究する。これらに必要な照射技術等は、別途開発する。また、えられた成果は、上記目的の他、燃料ふるまいコードFEMAXIの改良にも使用する。

ロ. 国際計画からのデータ入手とその有効利用

伸長燃焼度における燃料ふるまいに関するデータは、当面はハルデン計画やバツテル計画から入手し、安全審査等への有効利用を図る。そのためこれらのデータを主とするデータベースも整備する。なお、ハルデン計画は3ヶ年毎に加盟協定を更新するため、当分加盟を継続する必要がある。

OECD・NEA主催；OECDハルデン原子炉計画

バツテル・ノースウエスト研究所主催；バツテル高燃焼度効果計画

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

1 通常運転時

[高燃焼時、負荷追従運転時の燃料健全性研究用照射試験装置の開発、整備]

目的

燃焼度伸長及び負荷追従運転のための安全審査における判断資料を準備しておく必要があり、そのため発電炉で照射した燃料に計装を取付け、JMTRで照射試験を行う。これに必要な計装技術及び照射技術の確立を図るとともに、中性子ラジオグラフィ装置を整備する。

内容

イ. 炉内計装技術の開発

照射済燃料棒へのFPガス圧力計、燃料中心温度測定用熱電対等の再計装技術及びキャプセルの再組立技術の確立、及び照射中に被覆管欠陥検出を行うための渦電流探傷及びアコースティックエミッションセンサーの開発を行う。

ロ. 照射技術の開発

PWR条件下においても出力急昇試験を実施できるようにするため、P-BOCAを整備する。また、高燃焼燃料の破損実験を効率よく行うために、キャプセルの再利用化を図る。

ハ. ニュートロンラジオグラフィ装置の設置

JMTR臨界実験装置（JMTRC、出力100W）の出力上昇を行い、ニュートロンラジオグラフィを可能にする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

1 通常運転時

[実用燃料の照射後試験]

目的

実用燃料の照射後試験を行って、その挙動データを収集し、燃料の健全性と信頼性の向上に資する。

燃料集合体の信頼性は、原子炉に関する総ての安全評価の出発点であり、照射後試験を通して得るデータにより、現行の安全評価を実証することが目的である。

(1) 国の安全審査及び基準化のために必要な試験

- (2) 国の規制上要請される現行燃料の健全性実証試験
 (3) 国の指示に従って行う不全燃料の試験及び原因調査等

内容

イ. 実用燃料の照射後試験を実施し、燃料の試験データの収集を行う。試験対象燃料は、国の方針に基づいて進められる計画によるものとし、現行燃料を中心に、高性能燃料、高燃焼度燃料、可燃性毒物入燃料及びブルサーマル燃料等である。

ロ. 照射後試験の技術は、その日進月歩する研究目的に追従する必要があるため常に努力し、新規試験項目の採用と試験装置の整備を進め、国及び民間の期待に応ずる。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

1 通常運転時

[軽水炉圧力容器用鋼材の中性子照射脆化に関する研究 (I A E A 第三次計画含む)]

目的

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射による脆化の割合を定量的に評価し、軽水炉圧力容器の監視試験法に反映させるため、 I A E A 鋼材国際協力研究第三次計画に参加する。

内容

軽水炉圧力容器鋼材から加工したシャルピー衝撃、引張、破壊靱性試験片を用いて J M T R で照射を行い、次の検討を行う。

- イ. 破壊靱性測定に関するシャルピーサイズ試験片の妥当性
 - ロ. シャルピー試験の結果と破壊靱性パラメータとの間の信頼性のある相関関係
 - ハ. 中性子照射による脆化メカニズム
 - ニ. 脆化に及ぼす Cu、Ni、S、P の化学成分の影響
- 日本原子力研究所及び一部 I A E A との国際協力研究

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

2 運転時の異常な過渡変化時

[異常過渡時における燃料の健全性研究]

目的

異常過渡時の燃料破損及び異常過渡を経験した燃料棒の再使用時の健全性におよぼす燃料設計・製造、照射履歴、燃焼度、異常過渡条件等の効果を究明し、安全性評価指針の見直しに必要な資料の整備及び安全審査における判断資料の提供に資することを目的とする。

内容

ハルデンプロジェクトにおいて開発した出力急速制御照射装置を用い、変形、内圧、被覆探傷等の炉内計測下において燃焼の進んだ燃料棒の異常過渡試験 (P C I 破損しきい値以上に短時間出力急昇させる) を行い、被覆管内面クラック発生、進展、貫通のふるまいを究明する。さらに異常過渡により未貫通クラックを与えた燃料棒を、定常出力または出力サイクル下で追加照射し、その後、出力急昇試験を実施して、P C I 破損しきい値におよぼす効果、すなわち再使用時の健全性を評価する。

日本原子力研究所及びハルデン計画 (加盟継続が必要である)

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

2 運転時の異常な過渡変化時

[異常過渡時の燃料挙動計算コードの整備開発]

目的

燃焼の進んだ燃料の異常過渡時の挙動解析、破損予測を行う計算コード ; F E M A X I - I V を開発、整備する。F E M A X I - I V は安全審査判断資料の提供、チェック計算に用いる。

内容

異常過渡時のような速い現象を扱えるよう燃料挙動計算コード F E M A X I - I V を開発、整備する。このため、伝熱、F P ガス放出、F P ガスとプレナムガスの混合に時間依存モデルを採用する。また、燃焼の進んだ燃料の F P ガス放出およびスウェリングを良く評価できるよう、これらには物理現象に基づく

機構的なモデルを開発する。

さらに過渡時のP C I燃料破損の可能性の問題を扱えるよう、破損確率を増分形で表す燃料破損モデルの開発を進める。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

2 運転時の異常な過渡変化時

[過渡時のF Pガス放出に関する研究 (リソ計画)]

目的

高燃焼度での過渡時F P放出挙動を、燃料棒内圧と燃料中心温度の炉内測定により解明する。得られたF P放出データセットは、安全審査判断資料、及び燃料挙動コードのベンチマークデータとして用いる。

内容

DR-3炉を用いて実施されるリソ過渡時F P放出計画に参加する。燃焼度30,000~55,000MWd/tUの燃料棒(PWR型、BWR型、可燃毒入り燃料を含む)に、燃料棒内圧計と燃料中心温度計を再計装し、過渡実験を行うことにより、過渡時のF P放出挙動を燃料中心温度と時間の関数として解明する。

炉内実験後は、照射後試験により、F Pガスの分析を行う。得られたデータは、過渡時F P放出モデルの開発及び燃料挙動コードのベンチマークとして用いる他、安全審査の判断資料として使用する。

原研、米国2機関、英国、西独、北欧(デンマーク他)等が加盟予定。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

2 運転時の異常な過渡変化時

[軽水炉過渡事象の安全解析に関する研究]

目的

運転時の異常な過渡変化を含む各種事故等を、精度良く解析するための最適予測モデル及び計算コードを開発整備するとともに、これらを用いた安全解析によりプラント設計の安全裕度の評価を行う。

内容

イ、既存の実験データ並びに新たに実施する二相流熱伝達実験等により取得したデータに基づいて、PWR大破断LOCA最適予測モデルを改良し、各種事故等に対する熱水力最適予測モデルを作成し、最適予測コードとして集大成する。

ロ、各種事故等に現れる二相流熱流動及び多次元流動を、精度よく、かつ効率的に解析するモデル並びにプラント過渡応答を模擬する上で必要な二次系及び制御系等のモデルを開発し、これらを取り込んだ計算コードを開発整備する。

ハ、事故故障データを参考にするなどして、ATWS等の多重故障事故の主要シーケンスを選定し、安全解析を行って多重事故に対する現行プラント設計の安全裕度を定量的に把握する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

2 運転時の異常な過渡変化時

[原子炉異常時のマンマシンインターフェイスに関する研究]

目的

原子炉の異常時において、異常を早期に検知し、原因を同定し、適切な回復操作を提示する方法を開発し、原子炉マンマシンインターフェイスの機能向上を図る。(本テーマは事故時の研究としても位置付ける。)

内容

イ、従来より開発が進められその有効性が確かめられている、知識工学に基づく原子炉異常診断手法の高度化を進めるとともに商用炉への適用に先だち、研究炉を対象とする実証研究を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

2 運転時の異常な過渡変化時

[配管き裂からの冷却材漏洩量推定法に関する研究]

目的

軽水炉配管においてLBB (Leak Before Break) 成立を実証するためには、配管の破壊条件とともに欠陥貫通時の冷却材漏洩量の把握が必要であるが、漏洩量評価データは極めて少ない。本研究では、配管の破損モードと冷却材漏洩量との関係を明らかにし、LBB評価法の裕度及び妥当性の評価に資する。

内容

各種の貫通欠陥を設けた配管試験体を供試体に使用し、軽水炉条件の高温高压水の漏洩量を測定する。この試験では、配管の破損モード、配管径、肉厚、負荷方法等をパラメータとして実施し、これらのパラメータと冷却材漏洩量との関係を定量的に求めるとともに、小型試験片を用いた試験により配管材の破損モードを検討する。また、計算コードによる解析も実施し試験結果との比較を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

2 運転時の異常な過渡変化時

[軽水炉構造機器の寿命予測に関する研究]

目的

長期間運転した軽水炉の余寿命評価に当たっては、軽水炉環境下での表面欠陥の成長挙動の把握や長期運転に伴う機器・材料の損傷及び劣化が健全性におよぼす影響の把握が必要となる。本研究では、これらについて明らかにし、運転中の軽水炉機器の残存寿命や寿命延長における裕度評価を行うためのデータの取得及び寿命評価法の開発を行う。

内容

イ. 軽水炉圧力容器の寿命予測に関する研究

小型試験片を用いて、高温高压水中におけるき裂挙動を破壊力学的手法を用いて定量化する。

さらに、構造物そのものの評価が可能な、大型試験体を用いた試験の可能な装置を設計・製作、高温高压水による環境効果に注目して、表面き裂成長挙動及び破壊挙動を破壊力学的手法を用いて定量化する。また、上記の試験により得られたデータをもとに圧力容器の寿命予測手法を確立する。

ロ. 運転終了発電炉を用いた劣化損傷に関する試験研究

原子炉圧力容器及び配管等から摘出した材料を試験材とし、非破壊探傷試験並びに発電炉の冷却水環境を近似した流動高温高压水中で、き裂進展性試験を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

3 事故時

[反応度事故条件下における照射済燃料の破損挙動に関する試験研究]

目的

燃焼の進んだ燃料の反応度事故条件下における破損挙動を実験的に解明し、反応度事故（反応度投入事象）に関する評価基準の確立に資する。

内容

照射済動力炉燃料を短尺化したもの及び短尺燃料をJMTRにて照射したものを供試燃料とし、NSRRでの反応度事故を模擬したパルス出力によって照射し、以下の項目の研究を行う。

イ. 燃料破損しきい値の解明

ロ. 燃料破損形態と破損機構の解明

ハ. 破壊力発生しきい値とその量の評価

これらの研究に当たっては、燃料燃焼度、燃料棒内圧、燃料発熱量、燃料初期出力等を実験上のパラメータとし、その影響の定量的評価を行う。また、燃料挙動の解明に必要な解析コードの開発・検証を行う。

なお、照射済燃料実験の結果を比較・評価する上で必要となる未照射燃料実験も行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

3 事故時

[軽水炉事故時における揮発性ヨウ素の生成に関する研究]

目的

軽水炉事故時に起こる“長時間にわたるヨウ素放出”の挙動解析手法を確立し、軽水炉の安全審査指針の見直しに資する情報を得ることを目的とする。

内容

イ. 揮発性ヨウ素の生成実験

BWR（研究炉）及びPWRの事故時に生ずる放射線吸収線量を含めた事故条件を模擬した実験を行い、放射線化学反応による揮発性ヨウ素の生成機構、最大生成量及び生成速度に関するデータを得る。

ロ. 揮発性ヨウ素の移行解析コードの整備

非圧縮性気体の2次元熱流動解析コードを改良し、生成した揮発性ヨウ素の液相—気相移行が解析できるコードを開発する。（イ）の実験結果を用いて、各炉型に対して揮発性ヨウ素の放出挙動を評価する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

3 事故時

[加圧水型軽水炉事故時の熱工学的安全性の研究（ROSA—IV計画他）]

目的

PWRの小口径破断LOCA及び運転過渡時の種々の事故シーケンスにおける熱水力メカニズムを明確にし、ECCSの安全裕度の確認及びより有効な改良ECCSの研究を行い、更には事故時に安定した状態へ復帰する方法の確立を図り、安全審査規則作成のための資料とする。

内容

イ. 小型定常2相流ループ（TPTF）による研究

事故時の際に想定される2相流条件下で、1次、2次冷却設備の関連各機器を個別に取り上げて、流動様式、圧力損失、熱伝達等のデータを測定し、各コンポーネントの熱水力評価モデルを作成する。

ロ. 大型非定常ループ（LSTF）による研究

1次、2次冷却整備、ECCS系、計測制御設備等の主要な構成機器を備えたPWRプラント模擬装置を製作して、小破断LOCA及び運転過渡実験を行う。

これらの実験結果及びTPTFによる各コンポーネントの熱水力評価モデルを組合せて、小口径破断LOCA及び運転過渡時解析コードの開発を行うとともに、事故からのより有効的な復帰法及び有効なECCSの研究を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

3 事故時

[高温高圧下での炉心ボイルオフ及び再冠水時の熱水力に関する安全性の研究]

目的

TMI事故でみられたような高温高圧下での炉心ボイルオフ及び再冠水は、炉心損傷事故に至るまでの重要なシーケンスであり、この炉心露出時における物理的な熱水力評価モデルを作成し、安全審査規則作成のための資料とするとともに、高温高圧下の炉心に対するECCSの有効性と安全性の確認をする。

内容

水の亜臨界圧（～200気圧）までの範囲で炉心のボイルオフによる露出と再冠水に関する実験を行い、流動様式、熱伝達等のデータを得て、亜臨界域まで解析可能な評価のモデルの開発を行う。

炉心ボイルオフは、炉心損傷事故時に至るまでの重要なシーケンスであり、その熱水力メカニズムは重要と考えられる。また、従来の再冠水実験は低圧の領域は注目してきたが、亜臨界圧近くなると、水及び蒸気の各物性値は低圧のものから大きく異なり、また流れの特性や伝熱そのものも異なったものになると考えられる。これらの現象を正しく認識し、低圧から亜臨界圧まで適用可能な計算コードを開発する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

3 事故時

[燃料体の事故時再冠水に関する研究]

目的

PWRのLOCA時再冠水過程での非常用炉心冷却系（ECCS）による炉心冷却効果を明らかにするとともに、炉心熱水力挙動及びシステム機器内の熱水力挙動をモデル化し、再冠水解析コードとしてまと

める。

内容

小型再冠水実験及びモデル実験を実施するとともに、大型再冠水効果実証試験データの解析を行い、再冠水過程に関する最適予測モデルを開発し再冠水解析コードREFLAとしてまとめる。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

3 事故時

[原子炉用電線類の健全性に関する研究]

目的

原子力発電所に設置される安全上重要な電機機器の部品・材料の事故時及び通常運転時の健全性評価に関する研究を行う。

内容

イ. 事故時の健全性に関する研究

原子力発電所に設置される電線類並びに安全上重要な電機機器の構成部品・材料について、LOCA等に起因する材質の劣化挙動を放射線と蒸気環境を同時に与える同時法により調べ、逐次法による劣化挙動との比較を行うことにより、電線類及び機器の部品・材料の健全性評価を行い、現行試験法の検討評価並びに設計基準に対する安全裕度の設定に資する。

ロ. 通常運転時の信頼性に関する研究

電線類並びに電機機器の部品・材料の通常運転時の環境下における材質の劣化挙動を調べ、長時間に及ぶ熱と放射線の同時暴露による劣化の促進試験法の検討を行い、妥当な試験法の確立に資する。また、これらの対放射性に関するデータの蓄積を図り、部品・材料の信頼性評価並びに安全裕度の設定に資する。

なお、電線材料のエージングについては、米国NRCとの研究協力を進める。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

4 シビアアクシデント時

[炉心損傷事故時の燃料とF Pの挙動に関する研究]

目的

シビアアクシデント時には、燃料から多量のF Pが放出され一次系を経て格納容器中に放出されるが、シビアアクシデントが環境におよぼす影響を評価するためには、燃料挙動とF Pの化学形、放出量、一次系及び格納容器内での除去量を把握する必要がある。特に、格納容器内F Pの自然除去、工学的安全施設（圧力抑制プール、アイスコンデンサ、スプレイ等）による除去量を定量的に明らかにすることは、ソースターム評価にとって重要である。また、F Pの放出量は事故の進展過程に依存することから、損傷炉心の堆積層（デブリ）の冷却限界を明らかにし、事故進展の規模を明確にする必要がある。そこで、国際協力により入手する実験データ及びそれを補完する実験によりシビアアクシデント時の燃料とF Pの挙動を明らかにし、ソースターム評価に資する解析コードを開発する。これらの成果を原子炉の安全裕度に関する技術資料に資する。

内容

イ. 国際協力に基づく研究

国際協力（SFD、PNS、PHEBUS）により入手する燃料挙動及びF P放出と移行に関する大規模実験データを分析評価する。また、TMI-2デブリの分析を行う。さらに、LACE計画により入手する格納容器内F Pの自然除去に関するデータを分析評価する。

ロ. 炉内燃料損傷及びF P挙動実験

NSRRを用いて、燃料損傷機構の究明および燃料のリロケーション形態の同定、燃料の破碎挙動の究明を行う。さらに、F P放出実験を行い、F P放出機構、F P放出量、F P化学形に関するデータを得るとともに炉心から放出されたF Pの一次系内移行に関する実験を行い、一次系内のF P保持効果に関するデータを得る。

ハ. 炉外分離効果実験

炉外実験装置により一次系内でのF Pと構造物の反応、F Pの物理化学的挙動、UO₂とジルカロイ反応、スペーサグリッドとの反応に関する実験を行う。また、燃料加熱装置によりF P放出率を測定する。

ニ. 損傷炉心冷却性実験

損傷炉心の冷却性に関する実験装置により、デブリ冷却性限界に関するデータを得る。NSRRを用いて、炉内冷却性実験を行う。

ホ. 格納容器内F Pの工学的安全施設による除去実験

ソースターム評価試験装置により、F Pエアロゾルの工学的安全施設（圧力抑制プール、アイスコンデンサ、フィルタ等）による除去実験を行う。

ヘ. 解析コード開発

燃料溶融過程、F P放出と移行、格納容器内F P除去挙動を解析する解析コードを開発する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

4 シビアアクシデント時

[炉心損傷事故時のF P ソースタームの評価解析]

目的

シビアアクシデント時に炉心から一次系、格納容器を経て環境に放出されるF Pの量をより現実的に評価することは、原子炉の安全裕度を確認する上で最も重要である。そこで、国際協力により入手する解析コード及び国内で開発する解析コードを用いて、ソースターム評価を行い、原子炉の安全裕度の評価等に関する技術資料に資する。

内容

イ. ソースターム評価手法の開発と整備

ソースターム評価解析手法を開発し、実験データ等により検証、評価する。

ロ. ソースターム評価

実プラントを対象に、事故シーケンス分析、ソースターム評価を行う。

ハ. 事故管理手法の評価

ソースターム評価手法開発の成果を踏まえてシビアアクシデント時の事故管理手法について評価を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

4 シビアアクシデント時

[炉心損傷事故時格納容器等健全性評価に関する研究]

目的

シビアアクシデント時の格納容器、一次系構造機器に加わる熱負荷、圧力負荷を明らかにする。またこの時の格納容器からの漏洩量を定量的に評価し、ソースターム評価に資する。さらに格納容器の健全性を明らかにするため構造解析を実施し、原子炉の安全裕度評価等に関する技術資料に資する。

内容

イ. 事故時格納容器挙動試験

炉心損傷事故時の格納容器健全性を評価するため、事故時格納容器挙動を明らかにする実験を行い格納容器からのリークを定量化する。

ロ. 構造機器健全性試験

炉心損傷事故時の水蒸気爆発等による動的荷重、デブリによる熱的荷重による構造機器類（圧力容器、配管、ポンプ等）への影響を実験により調べる。

ハ. 格納容器健全性解析評価

構造解析コードによる解析評価を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

4 シビアアクシデント時

[シビアアクシデント時のマンマシンインターフェイスに関する研究]

目的

TMI-2原子力発電所並びにチェルノブイルソ連原子力発電所事故に鑑み、原子炉のシビアアクシデント状態を模擬する手法を開発する。

内容

イ) 異常温度に始まりシビアアクシデントに至るまでの原子炉の状態を高速且つ的確に模擬するプラント動特性モデルとそれを内蔵し、種々の事故状態を作り出せるプラントアナライザーを開発する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

[参考] [配管信頼性実証試験]

目的

軽水型原子力発電所において、一次冷却系配管に欠陥が発生した場合の配管の健全性の実証試験及び瞬時破断発生の可能性の有無を明らかにするための実証試験を実施する。また、配管が瞬時破断した場合の配管の挙動とその波及効果を明らかにするための実証試験を実施する。

内容

本実証試験のうち、欠陥を有する配管の健全性の実証試験及び瞬時破断を想定したときの配管の挙動を解明するための実証試験は終了した。

61及び62年度には、配管が瞬時破断する可能性の有無を解明するための実証試験を実施し、LBB(破断前漏洩)概念の成立の有無を検討する。

貫通または未貫通欠陥を設けた配管に、内圧負荷及び無負荷状態で、静的及び動的荷重を加えて、配管の破断モード、破断条件等を明らかにする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水型炉]

[参考] [大型再冠水効果実証試験]

目的

PWRのLOCAの再冠水過程における非常用炉心冷却効果の総合的実証試験及び安全解析コードの検証を行う。

内容

イ. 大型再冠水円筒炉心試験

炉心における熱伝達と非常用冷却水の流動様式の関係や炉心やダウンカマーの特性等再冠水過程に係わる熱水力学現象を約1/5実現規模試験装置により総合的に実証し、再冠水解析コードの検証を行う。

ロ. 大型再冠水平板炉心試験

PWRの炉心半径と等しい幅の試験装置により、炉心半径方向出力分布がある場合の高出力部の熱伝達率の促進等の二次元的な炉心冷却効果の実証試験を行う。

本試験計画は、米国と西独との国際協力により行われる。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[1] 安全設計・評価方針の策定にかかわる研究

[1] (2) 2 [軽水炉PSA手法の高速増殖炉への応用に関する研究]

目的

軽水炉安全性評価の研究の一環として原研が開発した確率論的安全評価(PSA)の手法を高速増殖炉へ応用する研究を実施し、それを通して高速増殖炉の安全上の特質を活かした安全目標の策定に資する。

内容

イ. 高速増殖炉安全設計情報等の調査分析

国内外の高速増殖炉について安全設計等に関する情報を収集し、軽水炉PSA手法の高速増殖炉への適用性等について調査分析する。

ロ. 安全目標評価モデルの適用性に関する研究

原子炉の安全目標に関する人的因子等モデルについて軽水炉PSAに基づいて分析し高速増殖炉への適用性について検討評価する。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[2] 事故防止及び緩和にかかわる安全研究

[2] (1) 1 [炉物理に関する研究]

目的

炉心固有の耐性(inherent safety)を評価する上で重要となるフィードバック反応度を構成する燃料軸方向膨張、ドップラー効果等の諸因子を精度良く評価し大型炉の安全評価の精度向上に

資する。更に、高燃焼炉心の核特性予測精度の向上を図り、炉心及びプラント設計の安全裕度の評価並びに炉心燃焼管理に資する。

内容

イ。「常陽」での種々のプラント状態における余剰反応度に解析を加えることにより、フィードバック反応度各構成因子の寄与割合を評価する。

ロ。大型炉心模擬臨界実験により、炉心の構成と形状、燃焼度、ボイド領域、炉心温度等のパラメータをそれぞれ変化させた場合のNaボイド、ドップラー両反応度の予測精度を評価し、その改善を図る。

ハ。解析精度を向上させるため、関連核種の核データ評価、炉定数の作成、モンテカルロ法や3次元決定論手法による炉心計算コードを開発、整備する。

ニ。238UO₂サンプル加熱法及び箔加熱法を供用し、高温でのドップラー効果の測定法を開発し、FCAにおいて実験を行う。更に、その他の反応度効果の実験も同時に実施する。

ホ。炉心の燃焼反応度劣化、燃焼率、同位体組成等燃料特性等については、継続してデータを入手し、解析する。特に、「常陽」燃料の照射後試験結果を解析する。

ヘ。FCAを用いて燃焼炉心の模擬実験を行い、出力分布、制御棒反応度、ナトリウム・ボイド反応度等を測定し、これらのデータを解析する。また、燃焼による反応度低下抑制法の考え方を構築し、その実験検証をFCAにおいて実施する。

ト。FP及び炉内蓄積重核種の核データを評価し、炉定数を整備する。

チ。燃焼計算コードを改良整備する。

動力炉・核燃料開発事業団（イ、ロ、ハ、ホ、ト、チ）日本原子力研究所（ニ、ヘ）

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

〔2〕事故防止及び緩和にかかわる安全研究

〔2〕(1) 3〔遮蔽に関する研究〕

目的

炉内構造物に対する放射線照射及び通常運転時の従業員の放射線被曝について適切な評価を行い、プラントの健全かつ安定した運転を確保することを目的として、プラント内における放射線分布の予測精度向上を図る。

内容

イ。「常陽」における遮蔽特性試験やドシメトリー試験及び国際協力による海外炉の遮蔽データの入手等により高速増殖炉プラントの遮蔽測定データを蓄積する。またこれらのデータを解析することにより、遮蔽設計手法の改良整備を図る。

ロ。米国ORNLのTSF装置を用いて日米共同大型炉遮蔽ベンチマーク実験（JASPER計画）を実施し、大型炉プラントの遮蔽設計に必要な実験データを取得する。更にこれらのデータを解析することにより遮蔽設計精度の向上、遮蔽設計余裕の見直しを図り、プラントの合理化に資する。

ハ。設計裕度の厳しい複雑形状ストリーミングに対し設計裕度の縮小を図るため、原研のJRR-4号炉を用いて三次元的な複雑形状ストリーミング実験及び解析を行い、コードの改良を図り、プラントの軽量コンパクト化に資する。

ニ。FCAを用いて、大型炉の炉心周辺構造物を模擬した体系でのガンマ線発熱量及び中性子照射損傷の評価実験を実施する。これらの測定結果にもとづき、放射線輸送計算コードの開発、改良整備を行うと共に、放射線発熱評価手法の精度向上を図る。

ホ。遮蔽計算で使用する核定数、計算コードを改良整備し、実機データ（「常陽」、FFTF等）、実験データ（TSF、弥生炉、等）の解析によりその信頼性及び精度を検証する。

動力炉・核燃料開発事業団（イ、ロ、ホ）、船舶技術研究所（ハ）、日本原子力研究所（ニ）

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

〔2〕事故防止及び緩和にかかわる安全研究

〔2〕(2) 2〔炉心異常検出システムの研究〕

目的

炉心局所異常を高い信頼性をもって高感度かつ早期に検出するための検出器及びそれらを利用した異常診断システムを開発し、その有効性を検討する。

内容

イ. 異常反応度、局所閉塞、ナトリウム沸騰、燃料破損等の炉心局所異常の検出手段について検討し、検出器の感度、信頼性の向上を図る。

ロ. そのうち特にナトリウム沸騰による炉心局所異常事象のノイズ解析方法等の検出法について検討し、その有効性について評価する。

ハ. 異常事象に対して効果的な検出法を追求し、試験によりその有効性を評価する。また、種々の検出器からの信号を受け、異常の検出・同定を行うため、異常診断アルゴリズムの構築と異常診断システムの開発・有効性の確認を行う。

動力炉・核燃料開発事業団（イ、ハ）、日本原子力研究所（ロ）

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

〔2〕 事故防止及び緩和にかかわる安全研究

〔2〕(3) 2〔F P放出移行に関する炉内実験〕

目的

JMTRにナトリウムループを設置し、通常運転時や事故時に燃料からナトリウム冷却材中に放出されるF Pの放出量と化学形態、ナトリウムループ内でのF P保持機構と保持量に関するデータを拡充整備し、線源分布等の評価精度の向上に資する。

内容

破損燃料からのF P放出及びナトリウム冷却材中におけるF Pの挙動を測定し、評価手法の改良整備並びにデータの拡充を図るために、炉内ナトリウムループをJMTRに設置する。本ループを用いて次の実験を行う。

イ. 欠陥付被覆管燃料を用い、燃料棒からナトリウム中へのF P放出率（逆に、燃料棒内F P保持効果）を測定する。

ロ. ナトリウムからカバーガス空間へのF Pの物理化学的移行挙動を調べる。

ハ. 燃料破損によるループ汚染、ループ内線源分布を測定する。

ニ. コールドトラップによるF P保持能力を調べる。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

〔3〕 事故評価にかかわる研究

〔3〕(2) 2〔NSRRによる燃料破損実験〕

目的

過渡過出力条件下における燃料挙動実験をNSRRを利用して実施し、過渡過出力時の燃料破損に対する安全裕度の評価及び安全基準の整備に資する。

内容

イ. 試験燃料棒1本ピンまたはバンドルをナトリウム・カプセルまたはナトリウム・ループを用いてNSRRを照射し、主として過渡過出力（Transient Over Power, TOP）条件の下で燃料破損実験を行うことにより

a) 燃料破損機構

b) 燃料破損しきい値

c) 燃料破損に伴うF S I等による破壊力発生挙動

等についてより一層明確にする。

ロ. 上記実験において燃料条件（燃料内圧、燃料密度、形状等）及び冷却条件（冷却材流動条件、流路条件等）をパラメータとし、また、欠陥燃料条件を人工的に与え、これら諸条件の影響を明らかにする。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔1〕 臨界安全性に関する研究

〔臨界安全性実験〕

目的

ウラン、プルトニウム及びその混合物の溶液系等における臨界及び未臨界データを系統的に取得し、核燃料施設の臨界安全設計及び臨界安全管理技術の信頼性向上及び合理化に資する。

内容

臨界実験が可能な施設を整備し、以下の研究に着手する。

イ. 基本的な臨界データの取得

ウラン・プルトニウムの溶液燃料を主とした体系における基本的な臨界データを系統的に取得する。

ロ. 臨界事故時のソースターム評価に関する研究

仮想臨界事故実験装置を用いて仮想臨界事故時のソースタームに関する基本的データを取得する。

ハ. プロセス異常時の臨界安全性に関する研究

核物質の蓄積条件と臨界管理条件との関連に関する研究

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔3〕 事故評価手法に関する研究

〔事故時における放出放射能ソースターム評価に関する研究〕

目的

事故時における放出放射能のソースターム評価における基礎データの整備及び評価モデルの開発を行い、核燃料施設の安全審査の判断資料の整備及び大型核燃料施設の合理的な安全設計に資する。

内容

イ. 各種条件下でのエアロゾル物性、気相移行エアロゾルの濃度、移行率の測定を行う。

ロ. 模擬換気系での沈着、浮遊に基づくエアロゾル濃度の測定を行う。

ハ. 代表事象での模擬実証実験を実施する。

ニ. 上記の評価パラメータに基づく移行率評価モデルの開発を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔3〕 事故評価手法に関する研究

〔再処理施設の事故解析コードの開発〕

目的

再処理施設の想定事故に関する事故解析コードを開発・整備し、再処理施設の合理的な安全評価に資する。

内容

イ. 再処理施設のプロセス解析を行い、想定事故の設定方法について検討を行う。

ロ. 臨界事故、火災・爆発事故等について事故シナリオを検討し、個々のシナリオに沿って事故の規模や影響を評価するための解析コードを開発・整備するとともに基盤データの収集・評価を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕 再処理プロセスの安全性に関する研究

〔使用済燃料の溶解に関する安全性研究〕

目的

高燃焼度燃料、高プルトニウム富化燃料の溶解特性及びオフガス組成を把握し、再処理施設の安全性評価、安全性向上のための基礎データを取得する。

内容

実燃料を用いた溶解実験等を行い、不溶性残渣の性状、オフガスの発生挙動、ハルの性状など使用済燃料の溶解に関する安全性評価上の基礎データを収集する。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕 再処理プロセスの安全性に関する研究

〔抽出工程の異常運転時挙動に関する安全性評価試験〕

目的

抽出工程の異常運転時の工程挙動の解析評価手法、基礎データを整備し、工程の安全設計、運転上の安全裕度の合理化に資する。

内容

イ. 工程操作分析手法の開発を行う。

ロ. 工程・機器挙動の把握のための試験を行い、工程・機器の性能評価を行う。

ハ. 安全設計及び事故防止のための解析を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕 再処理プロセスの安全性に関する研究

〔再処理抽出溶媒の放射線損傷に関する研究〕

目的

再処理施設に用いられる有機溶媒の放射線損傷に関する基礎データを取得し、溶媒劣化の評価に資する。
内容

再処理抽出溶媒（TBP、ドデカン、硝酸等）を各種条件下で放射線（ガンマ線、電子線）照射し、溶媒の放射線損傷に及ぼす諸因子、損傷機構、ニトロ化有機物の生成挙動について、放射線化学的観点から検討する。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕再処理プロセスの安全性に関する研究

〔再処理工程における水素発生に関する研究〕

目的

再処理施設の高レベル廃液貯蔵等における水素発生量の評価に必要な基礎データを取得し、安全性の向上及び安全裕度の合理化に資する。

内容

硝酸水溶液を各種条件下でガンマ線等により照射し、発生する水素の量をガスクロマトグラフで測定する。また、重金属イオン、水深、容器形状等の影響についても検討する。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕再処理プロセスの安全性に関する研究

〔再処理プロセスのシミュレーションコードの開発〕

目的

再処理施設内における放射性物質の静的及び動的特性を考慮したより合理的な安全解析手法の開発を行う。

内容

イ、各工程のプロセス解析コードを整備する。

ロ、プラントシミュレーションコードを開発し、プラント内の放射性物質インベントリを算出できるようにする。

ハ、これらの検討とともに、施設内各工程の臨界及びしゃへい安全性並びに平常時放出ソースタームの合理的評価を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔8〕再処理施設からの放射性物質の放出低減化に関する研究

〔放射性ヨウ素除去・貯蔵技術の開発〕

目的

再処理施設から放出される放射性ヨウ素の放出量の低減を図る為にプロセス技術の開発とヨウ素吸着材の処理技術の開発を行う。

内容

イ、再処理施設において用いられているアルカリ洗浄法と固体ヨウ素吸着材法の性能向上を図るとともに、含ヨウ素廃棄物の処理技術の開発を行う。

ロ、銀を含まないゼオライトによる吸着等新しいヨウ素除去法の開発を行う。

ハ、液中のヨウ素除去試験を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔8〕再処理施設からの放射性物質の放出低減化に関する研究

〔トリチウム放出低減化技術の開発〕

目的

再処理施設から排出される廃液を最大限にリサイクルさせて、トリチウム等を含有する廃液の環境への放出量を大巾に低減させる技術（「液リサイクル法」）の開発・評価を行う。

内容

液リサイクル法を中心としたトリチウム閉じ込めプロセス技術の開発及び技術評価を行う。

イ、溶媒からのトリチウム洗浄法の改良及びトリチウム廃液の濃縮・固化法の開発を行う。

ロ、共除去工程を中心に、液リサイクルプロセスシステムの確認試験を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔9〕再処理施設の安全情報の体系化に関する研究

〔再処理施設安全評価ハンドブックの作成〕

目的

再処理施設に関する安全性評価を行うためのデータ、解析コード等を収集、整理し、ハンドブックの形にまとめ、今後の安全評価に活用する。

内容

- イ. 安全評価のために現在使用されている方法を整理し、安全解析に必要なデータを明らかにする。
- ロ. 再処理施設内の放射性物質等の物理的・化学的基礎データを収集し安全評価用に整理する。
- ハ. 核種組成、放射能強度、崩壊熱、放射線分解、溶解度等を計算するコードを整備し、基礎データの収集のために使用する。
- ニ. 再処理施設の安全解析に使用する計算コードを整備し、平常時及び各種想定事象を解析することにより、その信頼性を評価するとともに機能を確認する。
- ホ. 基礎データ及び解析コードをまとめてハンドブックを作成する。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔11〕 高レベル廃棄物の処理・貯蔵の安全性に関する研究

〔貯蔵施設の安全性に関する研究〕

目的

高レベル廃液ガラス固化体貯蔵施設の構造安全性及び冷却性能、固化体の健全性、キャニスターの安全性等に関する研究を行い、貯蔵施設の安全性評価、安全性向上に資する。

内容

- イ. コンクリート等の構造材料の放射線及び熱に対する長期安定性を評価する。
- ロ. 自然冷却、強制冷却及び自然密閉循環方式による冷却特性、熱回収特性、冷却機能喪失時の昇温特性等を把握するための研究を行う。
- ハ. ガラス固化体及び施設の安全性、健全性を確認するモニタリングシステムの精度向上を図る。
- ニ. ガラス固化体の揮発特性、粉体汚染物の生成機構等ガラス固化体の健全性に関する試験を行う。
- ホ. キャニスターの冷却喪失時挙動、落下時挙動等キャニスターの安全性に関する研究を行う。
- ヘ. 空中放射線汚染物の浄化システムにおける除染機構及びその効率の評価に関する試験を行う。
- ト. 想定事故の摘出及び事故時の安全評価手法に関する調査研究を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

〔12〕 TRU廃棄物の処理・貯蔵の安全性に関する研究

〔TRU廃棄物処理・貯蔵の安全性評価研究〕

目的

TRU廃棄物の処理法の高度化のための研究を行うとともに貯蔵施設等の安全性評価のための研究を行い、TRU廃棄物の安全管理に資する。

内容

- イ. 種々の除染法、回収法などについて、TRUの基礎的挙動を把握し、処理法の高度化を計り、その安全性試験を実施する。
- ロ. TRU廃棄物固化体の内部放射能分布・量などを非破壊的手段で測定する技術の開発を行い、廃棄物の区分けなど安全な管理法の確立を行う。
- ハ. TRU廃棄物の高度な安定化を目指した新規固化体の開発を行い、その安全性評価を行う。
- ニ. 貯蔵施設構造物の安全性評価を行う。
- ホ. 新規充填材を開発し、その案先生評価を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

(参考) 〔再処理施設排気フィルタ安全性実証試験〕

目的

再処理施設の排気フィルタについて、実機相当品で苛酷時及び事故時の試験を行い、放射線物質の閉じ込め能力を実証する。

内容

- イ. 苛酷時試験として、(1)ダスト負荷試験、(2)高温試験、(3)多湿試験、(4)圧力変動試験、(5)振動試験、(6)酸アルカリミスト試験を実施する。

ロ. 事故時試験としては、火災事故を想定した条件での試験を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

(参考) [再処理施設臨界安全性実証試験]

目的

再処理施設の溶解槽、抽出器、槽類について、模擬装置を製作して臨界実験を行い、各機器の臨界安全上での裕度が十分大きいことを実証する。

内容

溶解槽、抽出器、槽類についてそれぞれ模擬試験装置を製作して臨界及び未臨界実験を行う。

3. 再処理施設等核燃料施設の安全性に関する研究

(参考) [再処理施設セル換気系安全性実証試験]

目的

再処理施設のセル換気系について、急激燃焼事故を想定した試験を行い、その健全性を実証する。

内容

再処理施設のセル換気系を模擬した試験装置を製作し、急激燃焼時に発生する衝撃波及び爆風がセル及びダクトの構造により十分減衰され、セル換気系の健全性が維持されることを実証する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

[4] 遮蔽・臨界に係る研究

[輸送容器の遮蔽安全性研究]

目的

高燃焼度燃料並びに再利用廃棄物の輸送容器の遮蔽に関する実験を行い、安全性評価の資料を得る。

内容

イ. 高燃焼度燃料を用い輸送容器のガンマ線、中性子線、線源強度及び同位体組成を測定する。

ロ. 高燃焼度燃料及び再処理廃棄物の同位体組成、線源強度測定データ等を集積しデータライブラリーを整備する。線源強度解析コード及びガンマ線と中性子線遮蔽の安全解析コードを整備する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

[4] 遮蔽・臨界に係る研究

[輸送容器の臨界安全性研究]

目的

燃料の高燃焼度化、高濃縮化に対応して、輸送容器の臨界に関する実験を行い安全性評価の資料を得る。

内容

高濃縮度燃料が、高燃焼度を得た場合の燃料を模擬した燃料棒と中性子吸収材、鉛、鉄などのガンマ線遮蔽材から構成される核的に模擬した輸送容器を用い、臨界実験装置(TCA)を使用して実験を行う。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

[5] 収納物の特性に係る研究

[使用済燃料の落下試験時衝撃に関する研究]

目的

使用済燃料の落下衝撃時の挙動を実験で明らかにし、密封、遮蔽及び臨界に関する安全評価の基礎資料を得るとともに、構造強度安全解析の基礎データを得る。

内容

イ. 落下衝撃によって燃料棒被覆管のピンホールまたはクラックが進展する初期の大きさ及び形状に関する限界値並びに破損進展挙動を実験的に検討する。

ロ. 材料の照射脆化の影響を、材料試料による試験結果をもとに検討する。

ハ. 落下衝撃実験において、燃料棒の衝撃力に及ぼす収納物の影響及び水の緩衝効果を実験的に検討する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

[5] 収納物の特性に係る研究

[破損燃料からの放射性物質の漏洩挙動]

目的

破損燃料ペレットからの核分裂生成物の溶出現象を検討し、安全評価のための基礎資料を得る。

内容

実用燃料より採取したウラン燃料ペレット試料及びピンホール等を有する破損燃料（人工的に欠陥を設ける場合も含む）からの核分裂生成物の水中への溶出量を温度、時間をパラメータとして測定を行い、溶出モデルを確立する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

〔6〕安全解析コードに係る研究

〔輸送容器安全解析コードの開発〕

目的

輸送容器の構造強度、熱、密封、遮蔽及び臨界に関する安全解析及び安全評価のため総合解析コードシステムを開発する。破壊力学に基づく構造強度安全解析コードを開発する。

内容

研究内容として下記の各項目が挙げられるが、ハについては東京大学等においても進められているので、国の機関としてはイ及びロを中心に行うものとする。

イ. 輸送容器の構造強度、熱、密封、遮蔽及び臨界の安全解析及び安全評価のため解析コードの開発及びこれらを総合して総合解析コードを開発する。

ロ. 消防研究所、機械技術研究所等における実験データ、電力中央研究所における実証試験データを用いて解析コードの検証計算を行い計算精度を明らかにする。

ハ. 破壊力学に基づき輸送容器の構造強度評価のための構造強度安全解析コードを開発する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

〔6〕安全解析コードに係る研究

〔輸送容器安全解析データベース、ハンドブックの作成〕

目的

輸送容器の構造強度、熱、密封、遮蔽及び臨界の安全解析に関するデータベース及びハンドブックのためのデータ集を作成する。

内容

イ. 輸送容器の構造強度、熱、密封、遮蔽及び臨界に関する安全解析、評価のためのデータを集積するとともにデータベースを作成する。

ロ. 輸送容器安全解析、評価のための標準的な手法及びデータを集積したハンドブックのためのデータ集を作成する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔1〕信頼性評価のための手法等の確立

〔システム信頼性評価手法の改良・整備〕

目的

原研は、55～60年度で、フラント内でのランダム故障に起因する事象（内的事象）については、信頼性評価のための計算コード及びデータベースの開発を行って来た。61年度以降は、計算コードの性能向上を図ると共にデータベースの拡充を図り、より現実的な信頼性評価が行えるように手法を整備する。また船研は、時間経過に依存した信頼性評価が容易に行える新しい信頼性解析手法を開発する。

内容

イ) これまでに開発した信頼性評価コードFTA-J及びGO-UA、GO-FLOW、イベントツリーの縮小・定量化コードETSS等について、手法の適用経験に基づき、人出力部やインターフェイス部を改良して、コードの性能及び使用性の向上を図る。

ロ) システム間相互作用やフェイズド・ミッション、回復操作等、より現実的な条件下で信頼性評価を行い、手法の妥当性を確認する。

ハ) 共通要因故障について、 β ファクタ法のためのデータ収集やそれに基づくシステム信頼性評価を行う。また、新規に共通要因故障評価手法を開発する。

ニ) 公開データに基づいて作成した故障率データベースについて、データを拡充する。また、収集データの評価を行う。故障率データ検索及び統計処理用コードRECORD-Jについて、FTA-J、GO-UAコードとのインターフェイス整備等の改良を図る。

日本原子力研究所（イ、ロ、ハ、ニ）船舶技術研究所（イ、ロ、ハ）

 6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔1〕信頼性評価のための手法等の確立

[運転経験データの分析・評価]

目的

OECD/NEA/IRS等の運転経験データを分析評価する手法を整備すると共に、データの分析・評価結果を集約して安全性研究や安全規制に役立つ情報を作成する。また実プラントデータの分析・評価にも取り組んでいく。

内容

イ) 58年度から開始した、運転経験データから事象間因果関係や時間的前後関係を自動的に抽出する計算機利用システムの開発を継続する。

ロ) 58年度から開始した、運転経験データ分析に必要なプラント・データのデータベース化を継続する。

ハ) イ) で開発したシステムを用いて、運転経験データに基づいて、イベントツリーの作成や起回事象発生頻度の評価を行う。

ニ) プラントによる事故進展の相違の解明、事象の重要度評価、代替シーケンスの事故進展解析等を行い、その結果を安全性研究や安全規制に役立つ情報にまとめる。

ホ) 実プラント(ATR)におけるプラント運転経験データを蓄積し、分析評価する。

日本原子力研究所(イ～ニ)、動力炉・核燃料開発事業団(ホ)

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔2〕原子力施設の事故過程及び影響の評価手法の確立

[軽水炉の炉心損傷事故解析手法の改良・整備]

目的

原研は55～60年度で、リスク評価に適した炉心事故解析コードの開発・整備を行って来た。61年度以降は、これまでに開発したコードについて、炉心損傷・ソースターム研究の成果を反映させる等の改良を行うと共に、今後導入されるコードの整備を行う。

内容

イ) 炉心損傷事故の進展の解析のために開発したTHALESコードについて、炉心損傷研究の成果を遅滞なく採り入れる等の改良を行い、解析性能の向上を図る。

ロ) 放射性物質移行解析のために整備・開発したARTコード、エアロゾル移行解析コードについて、ソースターム研究の成果を遅滞なく反映させる等の改良を行い、解析性能の向上を図る。

ハ) 二国間協定等によって入手される事故解析コードを整備し、試算等を通じて性能評価を行うと共に、そこから得られた知見を国産コードの改良に反映させる。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔2〕原子力施設の事故過程及び影響の評価手法の確立

[再処理施設の事故解析手法の開発]

目的

再処理施設は多種多様なプロセスからなっており、想定し得る事故の種類も多い。今後、再処理施設の安全評価のために、立地評価事故、設計基準事象などの選定が必要であるが、それらの選定には確率論的安全評価の結果も有効である。そこで、このような確率論的安全評価が適用できるよう、再処理施設の事故を現実的に解析する手法を開発する。

内容

プラント・データ等必要なデータを収集すると共に、主要な事故(臨界事故、火災事故、爆発事故、その他の化学反応事故等)に対する事故の過程と放射性物質の移行を解析する手法を開発する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔3〕外的事象に対する確率論的安全評価手法の確立

[外的事象に対する確率論的安全評価手法の開発]

目的

現行耐震設計の安全裕度を定量評価し、それに基づいて設計の合理化や各種基準の妥当性確認等に有用な情報を作成するために、地震によるリスクを評価する手法を開発する。また、火災・航空機墜落等によ

るリスクを評価する手法を開発・整備する。

内容

イ) 60年度から開始した地震リスク評価手法開発を継続し、地震危険度評価、建築・構造物応答解析、機器フラジリティ評価、地震下でのシステム信頼性解析を行う計算コードを開発整備すると共に、必要なデータを収集する。

ロ) 地震リスク評価のための計算コードやデータベースのインターフェイスを整備する。また、不確実さ解析等を行って手法全体としての性能評価を行う。そして、これら手法を現実問題に適用する。

ハ) 地震以外についても、リスク評価上重要な外的事象を抽出し、その需要度に応じたリスク評価手法を開発する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[4] 人間のふるまいの評価手法の確立

[人間のふるまいの信頼性評価手法の開発]

目的

確率論的安全評価手法の精度向上のために、人間のふるまいの信頼性に関し、より現実的な評価手法を開発する。

内容

イ) ヒューマン・エラーに関するデータを収集・分析し、確率論的安全評価に用いられるよう体系化する。

ロ) 認識誤りの評価等を含め、人間のふるまいの信頼性の評価モデルを開発する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[5] 確率論的安全評価手法の適用

[軽水炉モデルプラントについての確率論的安全評価の実施]

目的

システム信頼性評価手法の改良・整備、軽水炉の炉心損傷事故解析手法の改良・整備、外的事象に対する確率論的安全評価手法の開発等の研究により確立された手法を用いて、軽水炉モデルプラントについて確率論的安全評価を実施する。そして、その経験に基づき、手法の妥当性を確認すると共に、実機に確率論的安全評価を実施する上での問題点を抽出し、検討する。

内容

イ) モデルプラントを想定し、データを収集・整理する。

ロ) 確率論的安全評価を実施する。

ハ) 確率論的安全評価の結果を分析し、安全裕度の評価や、国外の確率論的安全評価の結果との比較を行う。

ニ) 確率論的安全評価の経験に基づき、手法上の問題点や実機で実施する上での問題点について検討する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[5] 確率論的安全評価手法の適用

[確率論的安全評価手法の安全上の課題への適用]

目的

確率論的安全評価の手法や結果を安全上の課題に適用し、規制に有用な資料を作成する。

内容

イ) 格納容器の代替設計やシステムの多重化等、設計・検査・手順等の種々の代替案が信頼性・事故影響・リスク・不確実さを低減する効果について評価する。

ロ) 軽水炉の主要な事故シーケンスについて、事故発生頻度・事故影響・リスク・不確実さ等の試算を行い、規制上の課題を抽出する。

ハ) 軽水炉用に開発した事故解析コードを一部変更して、軽水炉以外の炉の評価を可能にする。これらのコードで事故解析を行い、軽水炉の結果と比較する。

ニ) 核燃料サイクル全体を通じて、確率論的安全評価の結果の分析・評価や試算を行い、各プラントもしくはプロセスのリスクを比較して、事象の重要度やリスクの所在を明らかにする。

ホ) 安全目標策定に関し、各国の動向を調査する。また、不確実さの所在を意志決定法等、安全目標策定時の問題点について調査・検討する。

3.4 原子力施設等安全研究年次計画・第4期（平成3年度～平成7年度）

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(1) 通常運転及び運転時の異常な過渡変化に関する研究

[高燃焼時及び負荷追従時における燃料の健全性に関する研究]

目的

現行燃料及び高燃焼度化に対応した改良燃料の高燃焼時の挙動並びに負荷追従時における燃料挙動を明らかにするとともに、高燃焼時及び負荷追従時の燃料挙動を解析するコードの開発・整備を行う。

内容

イ. 燃料の健全性試験

国内発電炉で照射した燃料に内圧、変形、温度等を測定するための再計装を施し、JMTRにおいて各種出力条件下における照射試験を行う。また、前記燃料やハルデン炉照射の高燃焼度燃料等を用いて、燃料試験施設等で照射後試験を行い、高燃焼時及び負荷追従時におけるFPガス放出、変形、損傷等の燃料挙動を明らかにする。さらに、ハルデン計画に参加し、高燃焼度燃料の炉内挙動や被覆管の腐食等に関するデータの入手を図る。

ロ. 解析コードの開発・整備

低・中燃焼度用解析コードをベースにして、FPガス放出、スウェリング等のモデルの改良及び燃料の組成変化、被覆管の腐食等のモデルの追加を行い、高燃焼時の燃料の挙動を予測する解析コードの開発・整備を行う。また、負荷追従時の燃料挙動に関する解析コードを改良・整備する。

ハ. 照射技術及び照射後試験装置の開発・整備

発電炉条件（温度、圧力、水質等）で追加照射、出力急昇及び負荷追従試験を行う照射装置を開発・整備する。また、燃料棒中心温度測定用熱電対を照射済燃料に再計装する技術等の開発を行う。さらに、高燃焼度燃料等の照射後試験を実施するために必要な試験装置の開発・整備を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(1) 通常運転及び運転時の異常な過渡変化に関する研究

[運転時の異常な過渡変化時における燃料の健全性に関する研究]

目的

運転時の異常な過渡変化時における高燃焼度燃料、改良燃料等の健全性に関する実験データの蓄積を図るとともに、異常過渡を経た燃料の再使用に関する知見を得て、安全評価における裕度の定量的把握を進める。

内容

イ. 燃料の健全性試験

NSRRを用いて各種の異常過渡条件を模擬し、実験用カプセル等に組み込んだ計装付燃料を照射して、異常過渡時の燃料の健全性に及ぼす燃料設計、照射履歴、燃焼度及び異常過渡条件の影響を実験的に明らかにする。また、照射後試験等の結果に基づき、異常過渡を経た燃料の再使用に関する評価を行う。

ロ. 解析コードの整備

実験によって得られた知見に基づき、異常過渡時の燃料挙動を解析するコードの整備を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(2) 事故の発生防止に関する研究

[軽水炉構造機器の経年変化に関する研究]

目的

経年変化に関する実験、調査等に基づき、軽水炉構造機器の経年変化予測手法を開発するとともに、経年変化モニタ手法の検討を行い、寿命予測の基盤形成を図る。

内容

イ. 経年変化予測手法に関する研究

圧力容器用鋼材の破壊靱性低下及びき裂進展、コンクリート構造物の強度低下、電線類の絶縁劣化等について、実炉を考慮した中性子照射等の複合環境下での実験を行い、得られた知見等に基づき、経年変化予測手法を開発する。

ロ. J PDR（動力試験炉）等を用いた経年変化に関する研究

放射化した構造機器から試験片を製作する技術を開発するとともに、それを用いて J PDR 等の構造機器から試験片を採取し材料試験を行い、経年変化予測手法の妥当性を評価する。

ハ. 経年変化モニタ手法に関する研究

圧力容器、コンクリート構造物及び電線材料について、き裂成長量、材質劣化、機器の使用環境に関するモニタ法を検討・改良し、高安定・高精度の要件を満足する寿命予測に適した経年変化モニタ手法を開発する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(2) 事故の発生防止に関する研究

[軽水炉構造機器の寿命予測に関する研究]

目的

軽水炉構造機器の経年変化に関する研究成果に基づき、構造機器の寿命予測手法を開発する。

内容

イ. 寿命予測手法の開発

軽水炉構造機器の経年変化予測手法と異常運転時等の応力解析の基づく破損モデルを組み合わせることにより、寿命予測手法を開発する。

ロ. 大型模擬構造物試験

経年変化を模擬した圧力容器試験体を用いて、異常運転時の応力状態を考慮した試験を行うことにより破損条件等を明らかにし、寿命予測手法の妥当性を検証する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(2) 事故の発生防止に関する研究

[事故・故障の分析・評価に関する研究]

目的

国内外の原子力発電所での事故・故障データを分析・評価し、そこから得られる安全上重要な教訓を、安全規制や安全研究にとって有用な情報にまとめる。

内容

イ. 事故・故障データの内容分析

国内外の原子力発電所での事故・故障データに基づき、傾向分析や重要度評価を行う。特に重要な事例については、熱水力解析、構造解析等の手法を用いて、詳細解析を行う。

ロ. 事故・故障分析手法の整備

事故・故障データの内容分析に必要な計算コードの開発・整備を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(2) 事故の発生防止に関する研究

[マン・マシン・システムに関する研究]

目的

マン・マシン・インタフェースの高度化及び自動化の拡大による原子力施設の安全性及び信頼性向上効果を人的因子の観点から評価するための手法を開発するとともに、人間と機械の機能配分の最適化を図る。

内容

イ. 運転員支援システムの評価手法の開発

運転員支援システムが異常発生時の運転員の認知的ふるまいに与える効果を明らかにするため、ハルデン計画等から実験データを入手し、分析するとともに、運転員支援システムを評価するための手法を開発する。

ロ. 人間・機械系における機能配分手法の開発

人間と機械の役割分担について、通常時、異常時等の状況に応じ、動的に機能の配分を行う手法を開発する。

ハ. 人間・機械系動特性シミュレーションシステムの開発

イ. ロ. の研究を行うため、運転員の認知的ふるまいをシミュレーションするモデルと原子炉系をシミュレーションするモデル（シミュレータ）を結合した人間・機械系動特性シミュレーションシステムを開発する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(3) 事故時の事象に関する研究

[反応度事故条件下における照射済燃料の破損挙動に関する研究]

目的

燃焼の進んだ燃料の反応度事故条件下における破損挙動を実験的に明らかにし、安全基準等の整備に資する。

内容

イ. 照射試験

発電炉使用済燃料及びJMTRにおいて予備照射した燃料を供試燃料とし、NSRRを用いて反応度事故を模擬したパルス出力での照射試験を行い、燃料破損しきい値の評価、燃料破損形態・破損機構の解明、破壊力発生しきい値の評価等を行う。

ロ. 解析コードの開発・検証

照射済燃料の反応度事故条件下における挙動解析に必要なコードの開発・検証を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 通常運転及び設計基準事象に関する研究

(3) 事故時の事象に関する研究

[加圧水型軽水炉事故時の熱工学的安全性の研究（ROSA-IV計画）]

目的

PWR（加圧水型軽水炉）の小破断LOCA（冷却材喪失事故）時及び運転時の異常な過渡変化時における熱水力挙動を明らかにし、ECCS（非常用炉心冷却系）の有効性の確認及びより有効な改良ECCSの検討を行うとともに、事故時に安定した状態に復帰する方法の確立を図る。

内容

イ. TPTFによる個別効果実験

一次及び二次冷却系の個別機器を模擬した装置により、事故時に想定される二相流条件下で、流動様式、圧力損失、熱伝達等のデータを測定し、各機器の熱水力解析モデルを作成する。

ロ. LSTFによる総合実験

PWRの主要な構成機器を模擬した総合実験装置により、小破断LOCA及び異常過渡に関する実験を行う。また、事故からの復帰法の有効性及び改良ECCSに関する実験を行う。

ハ. 解析コードの検証・改良

実験結果に基づき、最適予測解析コードの検証・改良を行うとともに、不確かさ評価を行う。

ニ. 国際協力による研究

米国、仏国及び西独との二国間協定により入手する情報を分析・評価し、LSTF実験データの解析に利用する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] シビアアクシデントに関する研究

(1) シビアアクシデントへの拡大防止に関する研究

[沸騰水型軽水炉についてのシビアアクシデントへの拡大防止に関する研究]

目的

BWR（沸騰水型軽水炉）について、多重故障事故も含めた種々の事故シーケンスにおける核熱水力挙動を明らかにするとともに、シビアアクシデントへの拡大を防止するための手段及びその有効性に関する研究を行い、施設の安全裕度の評価等に資する。

内容

イ. 総合実験

核-熱結合を模擬した総合試験装置を用い、A TWS（異常な過渡変化時スクラム不作動）を含む多重故障事故時等の核熱水力挙動及びシビアアクシデントへの拡大防止のためのアクシデントマネジメントに関する実験を行う。

ロ. 個別効果実験

総合実験を補完する基礎的なデータを得るため、炉物理及び熱水力に関する個別効果実験を行う。

ハ. 解析コードの開発・整備

総合実験及び個別効果実験のデータに基づき、事故時の核熱水力挙動及びアクシデントマネジメントに関する解析コードの開発・整備を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] シビアアクシデントに関する研究

(1) シビアアクシデントへの拡大防止に関する研究

[加圧水型軽水炉についてのシビアアクシデントへの拡大防止に関する研究（ROSA-V計画）]

目的

PWRについて、シビアアクシデントへの拡大を防止するための手段及びその有効性に関する研究を行い、施設の安全裕度の評価等に資する。

内容

イ. 事故検出手段・事故同定手段に関する研究

既存技術及び新技術による事故検出手段の有効性を評価する。また、事故同定のための異常診断手法の実験データによる評価・改良を行う。

ロ. 総合実験

LSTFを用いて、シビアアクシデントへの拡大防止のための原子炉冷却系減圧操作、注入操作等の有効性に関する総合実験を行う。

ハ. シビアアクシデント前段階における熱水力挙動に関する実験

TPTF、LSTF等を用いて、シビアアクシデント前段階における熱水力現象に関する個別効果実験及び総合実験を行う。

ニ. 解析コードの開発・整備

得られたデータに基づき、解析コードの開発・整備を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] シビアアクシデントに関する研究

(2) シビアアクシデントの影響評価に関する研究

[シビアアクシデント時の燃料挙動に関する研究]

目的

シビアアクシデント時における燃料の損傷、破損等の挙動を明らかにし、施設の安全裕度の評価等に資する。

内容

イ. 国際協力に基づく研究

国際協力（SFD, PRS, PHEBUS）により入手する燃料挙動に関する大規模実験データを分析評価するとともに、TMI-2デブリを国内で分析する。

ロ. 燃料損傷実験

NSRRを用いた燃料損傷実験を行い、燃料損傷機構、燃料の移動形態、燃料の破碎挙動等を明らかにするとともに、各種燃料と構造材の反応実験を行う。

ハ. 損傷炉心冷却性実験

損傷炉心冷却性実験装置を用いた炉外実験を行い、デブリ及び溶融炉心の冷却限界に関するデータを得るとともに、NSRRを用いて、損傷炉心冷却性に関する炉内実験を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] シビアアクシデントに関する研究

(2) シビアアクシデントの影響評価に関する研究

[シビアアクシデント時のF P挙動に関する研究]

目的

シビアアクシデント時における燃料からのF Pの放出、移行、格納容器内除去挙動等を明らかにし、施設の安全裕度の評価等に資する。

内容

イ. 国際協力に基づく研究

国際協力(SFD, ACE, PRS)により入手するF P放出・移行・除去に関する大規模実験データを分析評価する。

ロ. 炉内F P放出実験

NSRRを用いて燃料からのF P放出実験を行い、F P放出機構、F P放出量及びF P化学形に関するデータを得る。

ハ. 炉外F P放出・移行・除去実験

燃料試験施設において燃料からのF P放出実験を行い、F P放出率等を測定する。また、F Pの再浮遊、再蒸発に関する実験を行う。さらに、ソースターム評価試験装置を用いて、工学的安全施設等(圧力抑制プール、アイスコンデンサ、フィルタ)によるF Pエアロゾルの除去実験を行う。

ニ. 揮発性よう素の生成・移行挙動実験

トレーサー量の ^{131}I (よう素-131)を用いて作成した試料溶液をガンマ線照射し、気体状よう素種(主により化メチル)の生成量及び生成速度に関するデータを得る。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] シビアアクシデントに関する研究

(2) シビアアクシデントの影響評価に関する研究

[シビアアクシデント時の格納容器等の健全性に関する研究]

目的

シビアアクシデント時に格納容器等に加わる負荷及び格納容器からの漏えい量を実験的に明らかにするとともに、格納容器の健全性を評価するための構造解析を行い、施設の安全裕度の評価等に資する。

内容

イ. 国際協力に基づく研究

国際協力(SFD, HDR)により入手する格納容器挙動に関する大規模実験データを分析評価する。また、圧力容器については、OECD/TMI-2原子炉圧力容器調査計画から得られるデータに基づき、その健全性を評価する。

ロ. 事故時格納容器挙動試験

シビアアクシデント時の格納容器の健全性を評価するため、事故時格納容器挙動試験装置を用いて、リーク定量化試験、溶融炉心・冷却材相互作用試験、溶融炉心・コンクリート相互作用試験及びリークシステム総合試験を行い、格納容器に加わる圧力、温度等の負荷及び格納容器からの漏えい量を定量化する。

ハ. 構造機器健全性試験

シビアアクシデント時の動的荷重(水蒸気爆発等)及び熱的荷重(デブリによる加熱等)による構造機器類(圧力容器、配管、ポンプ等)への影響を実験により調べる。

ニ. 格納容器健全性解析評価

構造解析コードを用いてシビアアクシデント時の鋼製及びコンクリート製格納容器の健全性評価を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] シビアアクシデントに関する研究

(2) シビアアクシデントの影響評価に関する研究

[シビアアクシデント時のF Pソースタームの評価解析]

目的

シビアアクシデント時に炉心から一次系、格納容器を経て環境に放出されるF Pの量をより現実的に評価するため、詳細解析コードを開発・整備し、ソースタームに関する評価を行い、施設の安全裕度の評価等に資する。

内容

イ. ソースターム評価手法の開発・整備

燃料溶融過程及びF P放出・移行・除去挙動を解析する詳細解析コードを開発・整備し、実験データ等により検証する。

ロ. ソースターム評価

実プラントを対象に、実験的研究の成果を反映したソースターム評価を実施し、ソースターム評価手法の適用性を明らかにする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] シビアアクシデントに関する研究

(3) シビアアクシデントの影響緩和に関する研究

[シビアアクシデントの影響緩和に関する研究]

目的

シビアアクシデント時におけるアクシデントマネージメントに関する実験を行うとともに、ソースターム評価手法を用いてアクシデントマネージメントの有効性を評価し、施設の安全裕度の評価等に資する。

内容

イ. 影響緩和対策評価実験

炉外実験装置を用いて、シビアアクシデント時における格納容器の圧力上昇等を抑制する対策の有効性を実験的に明らかにする。

ロ. 影響緩和対策の解析評価

ソースターム評価手法を用いて、シビアアクシデントの影響緩和のためのアクシデントマネージメントの有効性を解析的に評価する。また、シビアアクシデント時の自動作業装置等の有効性に関する技術的検討及び評価を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

【参考】

[配管信頼性実証試験]

目的

軽水炉一次冷却系配管は供用期間中健全であり、配管が瞬時に破断する可能性がないこと、また、万が一瞬時破断した場合においても周辺機器へ重大な影響を与えないことを実証する。

内容

イ. 計算コードによる解析及び評価

平成2年度までに行われた配管疲労試験、不安定破壊試験及び配管破断試験の結果を総合的に解析・評価し、配管の信頼性を実証する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

【参考】

[大型再冠水効果実証試験]

目的

PWRのLOCA時の再冠水過程におけるECCSの有効性を実規模実験等により実証する。

内容

イ. 最適予測コードの整備

円筒炉心試験、平板炉心試験等の結果を用いて、LOCA時の水と蒸気の挙動を忠実に予測できる最適予測コードを整備する。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[2] 事故防止及び緩和に関する研究

(1) 異常状態発生防止に関する研究

[反応度係数評価手法の研究]

目的

炉心の制御や固有の安全性評価に重要なフィードバック反応度を構成する諸因子（ドップラ効果、膨張効果、ナトリウムボイド効果等）や制御棒反応度の評価制度の向上を図り、大型炉の安全評価の精度向上に反映する。

内容

イ. 反応度計算における3次元輸送効果、高次散乱項の効果等を考慮した詳細計算手法を開発する。

ロ. FCAにおいて開発してきたサンプル加熱法及び箔加熱法を用い、高温領域における238U（ウラン-238）のドップラ効果を測定するとともに、燃料膨張、炉心変形、物質移動等に起因する反応度効果、反応度スケール等に関する実験を行い、反応度計算法を確立する。

ハ. JUPITER実験及び「もんじゅ」データに詳細計算手法を適用し、ナトリウムボイド反応度、サンプル反応度、制御棒反応度等の予測精度を再評価する。

動力炉・核燃料開発事業団（イ、ハ）日本原子力研究所（ロ）

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[2] 事故防止及び緩和に関する研究

(1) 異常状態発生防止に関する研究

[高燃焼燃料炉心の定数と核特性に関する研究]

目的

FP及びTRU核種の核データの評価検討に基づき、高燃焼炉心の核特性予測精度と核定数の精度の向上を図り、炉心設計余裕の合理化、炉心燃焼管理の詳細化に資する。

高位アクチノイド生成の予測精度向上により、炉外燃料取扱いの安全性の向上を図る。

内容

イ. 「常陽」、EBR-2等における各種の照射データを活用し、長寿命高燃焼燃料、制御材、TRU含有燃料に対する核特性評価を実施し、核データの拡充を図るとともに、出力分布、ドップラ反応度、ボイド反応度、サンプル反応度の評価を行う。また、TRUを含む燃料を高速増殖炉に装荷した場合の安全性への影響を評価する。

ロ. TRU核種の試料、模擬FP等を用いてFCAにおいて、積分実験（試料反応度値等）を行う。FCA等の実験データを用いて燃焼計算コードシステム、核データの評価・整備を行い、高燃焼炉心の核特性及びTRU生成の予測精度向上を図り、高燃焼炉心の安全性評価に資する。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[3] 事故評価に関する研究

(2) 異常時の燃料挙動に関する研究

[NSRRによる燃料破損実験]

目的

過渡過出力条件及び冷却材流量喪失条件における燃料破損挙動を究明し、安全裕度の評価及び安全基準の整備に資する。

内容

イ. 燃料棒1本又はバンドルを、NSRRにおいて多様な出力過渡条件及びナトリウム冷却条件において照射し、燃料の詳細な検査を燃料試験施設にて実施し、燃料破損に関する下記の研究を行う。

a) 各種燃料棒（材料、寸法、内圧等）の破損限界を明らかにする。

b) 燃料の中心溶融、破損機構、分散、固化挙動を多様な条件（残留熱除去不良を含む）において解明

する。

c) 燃料破損時の熔融燃料-冷却材相互作用により発生する圧力波、ナトリウムハンマ等の破壊力を定量的に評価する。

d) 正の反応度をもたらす流体ボイドの発生状態を、出力-冷却不均衡の条件において明らかにする。

ロ. 燃料破損時における、燃料に蓄積しているF Pの放出挙動及び冷却材やカバーガス中への移行挙動を明らかにする。

ハ. SUS以外の被覆材等の事故時健全性にかかわる試験を行い、新燃料の開発に寄与する。

ニ. 燃焼の進んだ照射済燃料を用いた実験を行い、上記イ及びロについて燃焼度の影響を明らかにする。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[3] 事故評価に関する研究

(4) 放射性物質の放出移行評価に関する研究

[事故時放射性物質の移行と反応に関する研究]

目的

高速増殖炉の事故時に燃料から放出されるF Pが原子炉系内で除去される機構及び移行挙動を評価する手法を開発し、事故時ソースタームの定量的な評価に資する。

内容

イ. F P移行に関する研究

原子炉系内の構造材料及びナトリウムとF Pとの反応及びF Pの沈着挙動に関する模擬実験を行うため、燃料試験施設ホットセルの燃料ヘレット加熱装置にF P・構造材・ナトリウム反応試験用テスト部を付加し、F Pの沈着や構造材・ナトリウムとの反応による原子炉系内での移行と除去機構に関する実験を行い、移行挙動に関するデータを整備するとともに、除去されたF Pの発熱に伴うF Pの再浮遊又は再蒸発の機構に関する評価手法を開発する。

ロ. F Pと炉内構造物との反応に関する研究

F Pと構造材との化学的反応を詳細に調べるため、炉外にF P・構造材反応試験装置を設置し、模擬F Pを用いた実験を行うことによりF Pが炉内構造物と化学的に反応する機構とその反応生成物の生成挙動に関するデータを整備するとともに、その評価手法を開発し、事故時のソースターム評価に資する。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[4] シビアアクシデントに関する研究

(3) 格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究

[格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究]

目的

シビアアクシデント時の炉外事象に関する格納施設雰囲気へのF P放出特性及び可燃性ガスの燃焼特性並びに格納施設への力学的負と構造強度に関する研究を通じて、格納施設の安全裕度とソースターム評価に関するデータを整備する。

内容

イ. 格納施設雰囲気へのF P放出試験

これまでデータのないナトリウム-コンクリート反応時及びナトリウム沸騰時に炉外のナトリウム相から気相へ放出される不揮発性F P及び燃料粒子の放出割合を模擬物質を用いた実験によって測定する。

ロ. 格納施設内の可燃性ガス燃焼試験

実験によって高速増殖炉の炉外事象推移の際の可燃性ガス燃焼モードを明らかにする。

ハ. 格納施設の健全性試験

環境へのF P放出を防ぐ最終障壁としての格納施設の事故時の健全性を明らかにし、F Pの放出に寄与する割合を定量的に明らかにするため、模擬格納施設により格納施設へ加わる負荷(熱、可燃性ガス)を実験によって定量化する。

ニ. 格納施設の構造解析

シビアアクシデント時に格納施設がどのように挙動するかを定量的に評価するため、シビアアクシデント時に負荷を受けた時の格納施設の構造解析を行い、安全裕度を明らかにする。

動力炉・核燃料開発事業団(イ、ロ) 日本原子力研究所(ハ、ニ)

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔1〕 臨界安全性に関する研究

〔臨界安全性評価手法の研究〕

目的

核燃料施設に共通した課題である臨界安全性に関して、計算コード及びハンドブックの信頼性向上を図り、合理的な安全評価に資する。

内容

イ. 超多群あるいは連続モンテカルロ法等を用いた計算コードを整備することにより精度の高い臨界安全解析を可能にするとともに、並列化・ベクトル化により計算時間を短縮する。さらに、STACY（定常臨界実験装置）で取得した定常臨界実験データをもとに精度評価を行う。

ロ. 臨界事故解析コードを整備し、さらにTRACY（過渡臨界実験装置）で取得した過渡臨界実験データをもとに精度評価を行う。

ハ. イ及びロの成果を反映してハンドブック用データを拡張・充実させる。また簡易評価法の整備・統合化及び臨界データの体系化を押し進めて、臨界安全評価を総合的かつ自動的に行えるようにする。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔1〕 臨界安全性に関する研究

〔臨界安全性に関するデータの整備〕

目的

ウラン、プルトニウム及びその混合物の溶液状燃料ならびに棒状燃料に関する臨界及び未臨界データを系統的に取得し、核燃料サイクル施設の臨界安全設計の信頼性向上及び合理化に資する。

内容

NUCEFのSTACYを用いて、低濃縮ウラン及びプルトニウム・ウラン混合硝酸溶液燃料の臨界及び未臨界データを測定する。この場合、燃料の組成及び形状・寸法を主パラメータとし、さらに異常時の反射体接近、毒物濃度変化等を模擬するための各種パラメータを変化させた実験を行う。またTCA（軽水臨界実験装置）等を用いて、使用済燃料の貯蔵、輸送等に係わる臨界データ及び中性子吸収材利用に係わるデータを取得する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔1〕 臨界安全性に関する研究

〔プロセス臨界安全性の研究〕

目的

核燃料取扱いプロセスにおいて、臨界事故に発展するおそれのある工程事象あるいはその原因となるアクチノイドの化学的ふるまいを実験的、解析的に解明し、工程の臨界安全設計の確立及び安全評価に資するとともに、再処理工程の臨界管理を合理的に行うための監視・制御システムを開発する。

内容

イ. 異常時現象の解明

再処理プロセス異常時におけるプルトニウムの蓄積とポリマー沈澱、第三相の生成等に関する化学実験及び解析コードの開発を行い、これらの事象を解明するとともに安全裕度、事故防止条件等の解析を行う。

ロ. 未臨界度監視・制御システムの開発

再処理工程等で発生する各種異常事象を早期に検知し、復帰→正常化等の制御を行うため、エキスパートシステム等の知識工学手法を応用し、各種インラインモニタ、高未臨界度測定手法を利用した臨界警報装置等を組込んだ、臨界管理システムを開発する。また、そのために、中性子吸収材料等を積極的に利用した臨界制御技術の開発も行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔2〕 遮へい安全性に関する研究

〔遮へい安全性評価手法の研究〕

目的

核燃料施設の遮へい安全性を評価するために必要な計算コードを体系的に開発・整備するとともにデータの収集・整備を行い、標準的な遮へい評価手法を確立することにより実燃焼度ベースでの安全評価を可能にする。

内容

イ. 遮へい安全解析コードの開発・整備

中性子線・ガンマ線の線源強度評価、詳細遮へい計算、簡易遮へい計算を行う計算コード群を体系的に開発・整備し、精度評価を行う。またこのために必要な各種データを収集・整備する。

ロ. 遮へい安全ハンドブックの整備

上記で開発・整備したコード群の利用を中心に、典型的な対象についての遮へい安全評価手法について検討を行い、遮へい安全ハンドブックを作成する。

ハ. 非破壊燃焼度測定技術の確立

高燃焼度燃料からの中性子・ガンマ線の測定により、非破壊的に燃焼度を推定する技術を確立する。また得られた測定データは線源評価コードの精度評価に反映させる。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔6〕放射性物質の放出低減化に関する研究

〔高燃焼度燃料の溶解に関する研究〕

目的

高燃焼度燃料及び高性能燃料の硝酸による溶解挙動並びに溶解時に発生する不溶性残渣、オフガス及びハルの性状を把握し、再処理施設の安全性評価、安全性向上に資する。

内容

燃料試験施設において得られた軽水炉の使用済燃料切断片を用いて硝酸による溶解試験研究を行い、溶解挙動を把握するとともに、不溶性残渣の性状、揮発性FPの挙動、ハルの性状、溶解液の組成などを調べ、再処理施設溶解・清澄工程に関する安全性評価上重要な基礎データを収集する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔6〕放射性物質の放出低減化に関する研究

〔放射性よう素除去・貯蔵技術に関する研究〕

目的

再処理施設で発生する放射性よう素の放出量低減化のため、燃料溶解から、廃棄物処理に至る再処理プロセス中のよう素の挙動を解明し、オフガス、溶液及び残渣中のよう素処理技術を開発する。

内容

イ. 燃料溶解時にオフガス、溶解液及び不溶性残渣に分配されるよう素量を測定し、溶解時のよう素のマテリアルバランス（物質収支）を求める。これらよう素の化学種と再処理プロセス内の挙動を解明し、再処理システム全体のよう素DFの向上を図る。

ロ. NUCFでの溶解オフガスを使用し、固体吸着材によるよう素除去及び貯蔵技術向上のための研究を進める。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔6〕放射性物質の放出低減化に関する研究

〔クローズドシステムによる液体放射能放出低減化の研究〕

目的

再処理工程における工程試薬及び水のリサイクル方法の合理化を図り、システムをクローズド化することによって、廃液発生量の低減化を図る。

内容

酸、有機溶媒、水を工程内で最大限にリサイクルするシステムクローズド化の研究を行って、発生廃液量の大幅な低減を図る。リサイクルシステムのトリチウムの閉じ込め性試験及び濃縮技術の開発、有機溶媒の再生・精製法の改良研究などを実施するとともに、閉じ込め性解析コードを開発してシステム評価を行う。

イ. 試薬リサイクルプロセス試験によるクローズド化の研究

（トリチウムなど微量核分裂生成物の挙動解明と閉じ込め性の試験）

ロ. 同位体交換レーザー照射法による水中トリチウムの分離技術開発

ハ. 溶媒再生・精製技術の高度化（クラッド除去、塩フリー技術、溶媒蒸溜）

ニ. 閉じ込めシステム信頼性解析コードの開発

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕事故評価手法に関する研究

〔臨界事故のソースターム評価〕

目的

再処理施設等で、臨界事故が万一発生した時に、その影響がどの程度になるかを予測評価するために必要なソースタームを実験的に明らかにする。

内容

NUCEFのTRACYを用いて、過渡臨界実験を行い、低濃縮ウラン硝酸溶液燃料の濃縮度、燃料濃度、体系の大きさ、反応度印加条件、反応停止機構の変化、発生エネルギー及び放射線量を測定し過渡臨界事象を明らかにするとともに、同事象の解析用汎用コードの作成を行う。

また、NSRRを用いて溶液状及び粉体状の核燃料を過渡的に照射し、その物理化学特性を測定するための実験方法、評価手法等を検討する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕 事故評価手法に関する研究

〔事故時安全評価手法の開発〕

目的

再処理施設の事故時安全性を評価するための総合的な評価手法を構築し、合理的な安全評価に資する。

内容

事故時の施設内における放射性物質移行、圧力・温度伝播等を計算し、放射能の施設外への放出量と施設内機器の健全性を詳細に計算できる移行解析コードを開発するとともに、事故時における放出放射線を評価するためのソースターム解析コードの開発を行い、事故発生から放射能の施設外放出までを一貫して評価できる安全解析コード体系を確立する。

また、安全評価に用いられる基礎データと開発・整備した安全解析コードを集大成して、再処理施設安全解析ハンドブックを作成する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕 事故評価手法に関する研究

〔異常な過渡変化時のプロセス特性評価に関する研究〕

目的

再処理施設の安全性評価手法の開発を目的として整備する工程異常時の過渡変化時解析コードの実験的検証を通して、上記施設の安全性評価における事故シナリオの検討、リスク評価等に役立てるとともに、安全設計等に資する。

内容

イ. 工程の過渡事象実験

抽出工程、プルトニウム溶液処理、高レベル廃液貯蔵等における各種異常状態を実験的に生ぜしめ、その時の過渡現象を観測し考察する。

ロ. 過渡計算コードの改良

上記実験結果と計算コードEXTRA等による解析計算結果を比較し、コードの改良を行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

〔7〕 事故評価手法に関する研究

〔エアロゾル状ソースターム評価に関する研究〕

目的

事故時の揮発性及びエアロゾル状ソースターム評価に関する実験と解析を行い、安全性評価手法と計算コードの検証に活用するほか、大型再処理施設の安全設計や安全評価に資する。

内容

イ. 基礎実験

揮発性核種及びエアロゾルの放出に関する小型実験を実施する。実験では放射線とNO_xの存在下でよう素挙動を調べるほか、エアロゾルの放出挙動を解明する。

ロ. 評価実験

既設の大型実験装置を利用して、各種の事故時を模擬したよう素とエアロゾルの挙動実験を行い、評価データを得る。

ハ. 評価モデルの作成

事故時に発生する放射能ソースタームの評価モデルを作成し、評価データを用いてその妥当性を確認する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[7] 事故評価手法に関する研究

[再処理抽出溶媒の放射線損傷に関する研究]

目的

硝酸存在下におけるTBP（トリブチルフォスフェート）やドデカン等の再処理有機抽出溶媒の熱化学的及び放射線化学的損傷に関する基礎データを取得するとともに、火災や爆発の原因になるニトロ化有機物の生成挙動を解明する。

内容

TBPやドデカン等の有機抽出溶媒を室温～150℃の温度範囲で高濃度の硝酸と接触させるか、もしくは室温付近の温度範囲で放射線（ガンマ線、電子線）照射し、反応生成物を追跡することにより、熱及び放射線による溶媒の分解挙動及びニトロ化有機物の生成挙動を調べる。また、抽出溶媒を室温付近の温度範囲で放射線照射した後、室温～150℃の温度範囲で高濃度の硝酸と接触させ、熱化学的損傷に及ぼす放射線照射の影響の有無を調べる。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[7] 事故評価手法に関する研究

[再処理施設の事故時におけるプルトニウムソースタームに関する研究]

目的

プルトニウムが関与する事故事象のソースターム評価用基礎データを取得する。

内容

プルトニウムを用いた下記の研究を行い、ウランや模擬物質によるデータと比較・検証し、事故時放出放射能ソースタームデータの整備に資する。

イ. 各種条件下で生成するエアロゾル状プルトニウムの物証及び気相移行率基礎データの取得

ロ. プルトニウムによる溶液または溶媒の放射線分解に起因する水素生成特性データの取得（ α 線及び高速中性子線による水素生成G値の測定）

ハ. プルトニウムが関与するレッドオイルの生成・分解挙動に関する基礎データの取得

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

[再処理施設セル換気系安全性実証試験]

目的

再処理施設で急激燃焼を想定した場合に発生する爆風や圧力波がセル換気系の構造により十分減衰されること、セル換気系が所定の性能を持ち、その健全性が維持されることを実証する。

内容

イ. 爆風減衰効果実証試験

実証試験を実施して、セルやダクトを伝播する急激燃焼の圧力や温度の減衰及びフィルタの健全性を把握する実証データを取得する。また、水素や溶媒のニトロ化合物を燃焼させる試験を行う。

ロ. ソースターム（爆発源）評価試験

放射線分解による水素の発生や溶媒のニトロ化反応をしらべる小型試験を実施すると共に、溶媒のニトロ化合物の化学形の固定を行う。

ハ. 計算コードによる解析・評価

セル換気系について、1次元及び3次元の熱流動解析を含む放射性物質閉じ込め効果とフィルタの健全性評価を計算コードを整備し、試験結果を用いて検証する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

[再処理施設臨界安全性実証試験]

目的

イ. 再処理施設の臨界安全管理上重要な溶解槽、抽出器、槽類等について、模擬装置を製作し臨界実験を行い、各機器の臨界安全上の裕度が十分大きいことを実証する。

ロ. 再処理施設における仮想臨界事故の周辺環境に対する放射性物質の閉じ込め機能が十分維持されることを実証する。

内容

イ. NUCEFのSTACYを用いて、下記の臨界安全性模擬試験を行う。

- a) 溶解槽模擬試験
- b) 抽出器模擬試験
- c) 槽類模擬試験

ロ. NUCEFのTRACYを用いた過渡臨界実験を行い、その際の核分裂数の時間的変化、核分裂生成物の気相への放出率、放射性物質の閉じ込めのバウンダリに加わる圧力等を測定する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

〔ガラス固化体閉じ込め安全性実証試験〕

目的

本実証試験においては、ガラス固化体内容物からの揮発、ガラスを注入した容器からの漏えい挙動時に関する試験を実施し、ガラス固化体から固化体外へ移行する放射線量が十分小さく問題がないことを実証する。

内容

高レベル放射性廃棄物のガラス固化体貯蔵施設について、貯蔵時に想定される運転条件、異常条件下におけるガラス固化体及び容器の閉じ込め性について実廃棄物等を用いた試験により安全性の実証を行う。そのため、試験条件及び評価方法に関する調査、試験装置の設計製作及び試験試料の作製を行い、これらをもとにして貯蔵時のガラス固化体からの揮発挙動、プレナム内部における揮発物の挙動、容器の欠陥部からの漏えい挙動等の閉じ込め性能試験及び閉じ込め確認総合試験を実施し、貯蔵時の放射線漏えいの可能性が十分小さいことを評価する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

〔再処理施設抽出工程安全性実証試験〕

目的

再処理施設の抽出工程で想定される各種の異常事象を分析・抽出し、それらの事象が発生したとしても、事象の進展速度、運転員対応等により十分な安全性が確保され得ることを、試験及び計算により実証する。

内容

再処理の抽出工程の誤操作・誤作動に起因する異常事象の安全性について実証を行う。

イ. 大型再処理施設抽出工程の代表的抽出器である環状型パルスカラム等を用い、抽出器単体及び複数

の抽出器を連結させた連結抽出システムについて、実証試験を実施する。

ロ. イの実証試験結果を用いて、抽出工程の主要な異常事象の過渡変化を解析できる計算コードを整備する。

ハ. 抽出工程における各種の誤操作、誤作動等の事故事象の調査、分析を行い、代表想定事象に関する想定事象解析を行う。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

〔4〕 遮へい・臨界に関する研究

〔輸送容器の臨界・遮へい安全ハンドブックの整備〕

目的

輸送容器の臨界・遮へい安全性を評価するために必要な計算コードを、これまでの研究成果を踏まえ体系的に開発・整備するとともに、データの収集・整備を行い、標準的な臨界・遮へい安全性評価手法を確立する。

内容

イ. 臨界・遮へい安全解析コードの開発・整備

線源評価、詳細及び簡易な遮へい計算・臨界計算を行う計算コード群を、これまでの研究成果を踏まえ体系的に開発・整備し、精度評価を行う。また、このために必要な各種データを収集・整備する。

ロ. 臨界・遮へい安全ハンドブックの整備

イで開発・整備したコード群の利用を中心に、典型的な輸送容器についての臨界・遮へい安全評価手法について検討を行い、輸送容器の臨界・遮へい安全ハンドブックを作成する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

[4] 遮へい・臨界に関する研究

[燃焼度を考慮した使用済燃料輸送物の臨界安全性の研究]

目的

燃焼度を考慮した使用済燃料輸送物の臨界安全性を検討し、より合理的な安全評価手法の作成に資する。

内容

イ. 使用済燃料中のアクチニドや核分裂生成物核種の生成量及び消滅量を燃焼度毎に評価し、実効増倍率との関係を把握する。

ロ. イの結果を基に、臨界安全上の裕度を確認する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

[5] 安全解析コードに関する研究

[輸送容器熱構造安全解析コードの開発]

目的

輸送・貯蔵兼用容器、鋳鉄容器等の新型輸送容器の構造強度、熱流体に関する安全解析コードデータベース、ハンドブック、エキスパートシステムを開発整備し、安全評価に役立てる。

内容

イ. 破壊力学に基づき、輸送容器の構造強度解析コードを開発整備する。

ロ. 輸送・貯蔵兼用容器内部の流体の自然対流を考慮した、熱流体解析コードを開発整備する。

ハ. 安全解析用データベース、ハンドブックを整備する。

ニ. 安全解析コード、データベース、ハンドブックの効果的な利用のため、エキスパートシステム (A I 手法) を開発する。

5. 原子力施設の耐震安全性に関する研究

[4] 免震に関する研究

[機器免震に関する研究]

目的

免震効果の大きいと考えられる機器について免震構造化の検討を行い、免震構造化の有効性を明らかにする。

内容

イ. 地震動に対して免震効果の大きいと考えられる機器を抽出して免震要素を取り付け、免震構造化の可能性を検討する。免震要素付構造の地震動応答の基礎的解析を行い、有効性の検討を行う。

ロ. 振動台を用いて免震構造化の検証試験を行う。

ハ. 免震構造機器のうち、免震要素の地震動応答を評価する。

ニ. 免震要素付機器と非免震機器について評価を行い、免震構造化の有効性を検討するとともに、評価コードを整備する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備

[軽水炉の確率論的安全評価手法の改良と基盤データの整備]

目的

これまでに開発された軽水炉の P S A 手法に対し、比較的不確実さの大きい部分について改良を行い、評価の精度を高めるとともに、地震以外の外的事象に対する手法を開発する。また、P S A に必要なデータのうち、一般性の高い機器信頼性データ、物理現象に関するデータ、地震データ等の調査・収集・分析を行って基盤データベースとして整備することにより、P S A の適用範囲の拡大、実施の効率化及び評価の精度の向上を図る。さらに、これらの手法等をまとめ、総合的な P S A 手法体系を確立する。

内容

イ. 事故発生頻度評価手法の改良

経年変化の影響について評価を可能とするため、機器故障率等の時間依存性を考慮できるようなシステム

信頼性評価手法の改良を行う。また、地震リスクの評価については、距離減衰モデルの改良等により地震危険度評価の精度を向上させるとともに、地震時の機器や構造物の応答の相関性を考慮できるようシステム信頼性評価手法の改良を行う。さらに、火災、浸水等の地震以外の外的事象のリスク評価手法を開発する。

ロ. ソースターム評価手法の改良

シビアアクシデントに関する研究の成果を反映させて、格納容器への負荷及びF P の放出・移行の解析モデルの精度を向上させる。

ハ. 基盤データの整備

起因事象の発生頻度、機器故障率、地震に対する機器の耐力データ、火災や浸水等の事例等を収集・分析し、データベースとして整備する。また、配管破断事象の発生頻度について、構造信頼性研究の成果に基づき、現実的な推定手法を検討する。

ニ. 手法の総合化

コードやデータベース間のインタフェースを整備するとともに、P S A の適用を容易にするため、イベントツリー、フォールトツリー作成やパラメータ解析の実施を支援するソフトウェアを整備する。また、不確実さの大きい分野について、専門家の判断を集約して定量的データを作成する方法論を確立する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備

[再処理施設のソースターム評価手法に関する研究]

目的

再処理施設の確率論的安全評価の実施に資するため、事故進展解析手法及びF P 移行解析手法の改良・整備を行う。

内容

イ. ソースターム評価手法の開発・整備

確率論的安全評価で対象とする苛酷な事故に対し、より現実的なソースターム評価を実施するため、事故進展解析手法及びF P 移行解析手法の開発・整備を行う。

ロ. 手法の評価・改良

イで開発した手法、軽水炉の確率論的安全評価のために開発・整備してきた手法やデータ並びにN U C E F の運転に伴い得られるデータ等を有効に使用し、特定の事故シーケンスの解析を行い、その結果を反映させて手法の評価・改良を行う。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(2) 確率論的安全評価の適用

[軽水炉モデルプラントについての確率論的安全評価の実施]

目的

国内軽水炉モデルプラントのP S A を実施することにより、手法の適用性を確認するとともに、この評価結果を安全上の課題の検討や安全研究の課題検討に役立つように分析整理する。

内容

イ. P S A の実施

P W R、B W R のモデルプラントのP S A を実施し、リスク評価上重要な初期事象、事故シーケンス、機器故障及び人的過誤を同定する。また、「軽水炉の確率論的安全評価手法の改良と基盤データの整備」の成果を逐次反映させて、評価結果を見直し、必要に応じて再評価を行う。

ロ. 重要シーケンスの詳細解析

重要シーケンスについて、パラメータ解析及び不確実さ解析を行い、リスクの支配因子と不確実さの支配因子を明らかにする。また、解析結果を、安全上の課題の検討及び安全研究の課題検討に役立つように分析整理する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(2) 確率論的安全評価の適用

〔確率論的安全評価手法の安全上の課題への適用〕

目的

PSA手法を安全上の課題に適用することにより安全余裕の評価や規制上の意志決定の参考となる情報を提供するとともに、安全目標に関する調査・検討を行う。

内容

イ. 個別課題の検討

軽水炉を対象に、安全評価のための事象分類について、レベル2 PSAの結果を用いて検討するとともに、設計用基準地震動や耐震重要度について、地震リスク評価結果を用いて検討を行う。

ロ. 安全目標に関する調査・検討

安全目標に関する各国の動向や、原子力施設等に関するリスク評価結果、原子力以外の分野でのリスク関連情報、公衆のリスクに対する意識を調査・分析する。また、代替発電手段や原子力以外の技術分野とのリスク比較に関する調査・検討を行う。さらに、これをもとに種々の安全目標案を設定し、比較検討を行う。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔2〕人間特性に関する研究

〔人間の認知的ふるまいの特性に関する研究〕

目的

原子力施設等における人間の認知的ふるまいの特性、特に人的過誤の発生メカニズムを明らかにし、確率論的安全評価に必要な人間信頼性評価手法の開発・整備及びマン・マシン・インタフェース等の評価のための基盤を提供する。

内容

イ. 人間の認知的ふるまいの基本的特性、影響因子の解明

小規模実験等を通して、人間の認知的ふるまいの特性、特に原子力施設の異常発生時等において重要な状況の把握、意志決定などのプロセスとメカニズム及びその特徴、並びにそれらに影響を及ぼす因子とその効果を明らかにする。

ロ. 事故・故障における人的因子の分析

原子力及び他産業の事故・故障事例における人的因子の関わりを分析する手法を開発・整備するとともに、この手法を用いて分析を行い、人的過誤発生の原因、メカニズム、影響因子等の因果関係に関する情報を抽出する。

ハ. 人的過誤の因果的モデルの開発

人的過誤発生の予測を可能とするため、人的過誤の原因、メカニズム及び影響因子についての因果的モデルを開発する。

ニ. 人間の認知的ふるまいモデルの開発

イ～ハの成果を体系化し、人間の認知的ふるまいモデルを開発する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔2〕人間特性に関する研究

〔人間信頼性評価手法に関する研究〕

目的

原子力施設等の確率論的安全評価の精度向上のために、人間の認知的ふるまいの特性に関する知見をもとに、人間のふるまいの信頼性をより現実的に評価する手法等を開発・整備する。

内容

イ. 人間信頼性評価手法の開発・整備

運転・保守における人間のふるまいの信頼性を評価する手法を、人間の認知的ふるまいの特性に関する知見をもとに開発・整備する。

ロ. 人的過誤率に関するデータの収集・分析

人的過誤率に関するデータを収集・分析し、体系化するとともにデータベース化する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔3〕その他の研究

〔原子力安全データベースの開発〕

目的

これまでに開発・整備された安全解析コード及び実験結果等とその関連情報を収集・整理してデータベース化を図る。また、国内外の安全規制等に関する情報を収集・整理し、データベース化を図る。さらに、これらを統合化することにより、原子力施設等の安全解析や安全解析コードの検証作業等のよりの確かつ効率的な遂行の促進に資する。

内容

イ. 安全研究成果データベースの整備

これまでに開発あるいは導入し、検証・整備した種々の安全解析コード及び各コードの利用に役立つ情報を整理するとともに、実験結果等とその関連情報を収集・整理し、これらをデータベース化することにより、効率的な解析実施に資する。

ロ. 原子力安全情報データベースの整備

国内外の原子力発電プラントの主要諸元、運転履歴等の情報を収集・整理し、既に整備したデータベースの改良・拡充を図る。また、安全規制等に関する情報を収集・整理し、データベース化を図る。

ハ. 原子力安全データベースの整備

安全研究成果データベースと原子力安全情報データベースを統合した原子力安全データベースを整備する。

3.5 原子力施設等安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度）

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 軽水炉燃料の高度化に関する研究

(1) 燃料の高燃焼度化に関する研究

[高燃焼度燃料の健全性及び安全性に関する研究]

目的

高燃焼度燃料の高燃焼時の通常運転時、異常な過渡変化時及びLOCA時における挙動を明らかにするとともに、高燃焼時の燃料挙動を解析するコードの開発・整備を行う。

内容

イ. 燃料の健全性試験及び事故時挙動試験

高燃焼度の動力炉使用済燃料を、JMTRにおいて照射試験すると共に照射後試験を実施し、照射時の健全性を調べる。併せて高燃焼度燃料に特有の現象を明らかにするための基礎試験を実施する。また、ハルデン計画に参加し、高燃焼度燃料の炉内挙動データを入手しする。さらに、高燃焼度燃料の異常な過渡変化・LOCA時挙動を明らかにするための実験を行う。

ロ. 解析コードの開発・整備

高燃焼時における燃料ふるまいを解析するコードEXBURNの予測精度向上を図る。

ハ. 照射技術の開発・整備

酸素ポテンシャルセンサーと燃料中心温度計が一体となった再計装機器を開発し高燃焼時の燃料棒内部化学特性診断技術の確立を図る。

ニ. 照射後試験技術の開発・整備

国内発電炉で照射した実用燃料等の高燃焼時及び負荷追従時の燃料ふるまいを明らかにするために必要な照射後試験装置の開発・整備を行う。なお、上記研究項目のうち、イ.については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 軽水炉燃料の高度化に関する研究

(1) 燃料の高燃焼度化に関する研究

[運転時の異常な過渡変化時における燃料の健全性に関する研究]

目的

運転時の異常な過渡変化時における高燃焼度燃料等の健全性に関する実験データの蓄積を図るとともに、異常な過渡変化を経た燃料の再使用に関する知見を得て、安全評価における裕度の定量的把握を進める。

内容

イ. 燃料の健全性試験

NSRRを用いて各種の異常な過渡変化条件を模擬し、高燃焼度燃料等の照射を行う。この実験から、異常な過渡変化時の燃料の健全性に及ぼす燃料設計、照射履歴、燃焼度及び異常過渡条件の影響を定量的に明らかにする。また、照射後試験等の結果に基づき、異常な過渡変化を経た燃料の再使用に関する評価を行う。

ロ. 解析コードの整備

実験によって得られた知見に基づき、異常な過渡変化時の燃料挙動を解析するコードの整備を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 軽水炉燃料の高度化に関する研究

(1) 燃料の高燃焼度化に関する研究

[反応度事故条件下における照射済燃料の破損挙動に関する研究]

目的

燃焼の進んだ燃料の反応度事故条件下における破損挙動を実験的に明らかにし、安全基準等の整備に資する。

内容

イ. 照射試験

発電炉使用高燃焼度燃料、JMTRにおいて予備照射した燃料等を供試燃料とし、NSRRを用いて反応度事故を模擬したパルス出力での照射試験を行う。これにより、燃料破損しきい値の評価、燃料破損形態・破損機構の解明、破壊力発生しきい値の評価等を行う。また、米、仏等との国際協力を進める。

ロ. 解析コードの開発・検証

照射済燃料の反応度事故条件下における挙動解析に必要なコードの開発・検証を実験の進捗にあわせて進める。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[1] 軽水炉燃料の高度化に関する研究

(2) MOX燃料の利用に関する研究

[軽水炉用混合酸化物 (MOX) 燃料の健全性及び安全性に関する研究]

目的

国産 MOX 燃料の照射挙動に関するデータを高燃焼度までの燃焼度範囲で取得し、照射挙動を解析できるコードを開発する。また、高燃焼度 MOX 燃料をパルス照射し、異常な過渡変化時及び反応度事故時の燃料挙動に関するデータを取得する。

内容

イ. ハルデン炉照射

国産 MOX 燃料棒及び比較のためのウラン燃料棒をハルデン炉で 80GWd/t まで照射し、照射挙動を明らかにする。

ロ. 照射後試験

高燃焼度まで照射した燃料棒に対する詳細な照射後試験と炉外の基礎試験を実施し、燃料特性の燃焼度依存性等を明らかにする。

ハ. NSRR 照射試験

NSRR におけるパルス照射試験を実施し、異常な過渡変化時の燃料挙動及び反応度事故時の燃料破損に関するデータを取得し、燃料挙動及び燃料破損挙動を明らかにする。

ニ. 解析コードの開発

MOX 燃料の照射挙動を高燃焼度まで解析できるコードを開発する。

なお、上記研究項目のうち、ロ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[2] 軽水炉の高経年化に関する研究

[経年輕水炉構造機器の健全性に関する研究]

目的

安全上重要な構造機器等の健全性を材料の経年変化を考慮して評価し、経年輕水炉機器の健全性・信頼性確保に係わる規制上の判断と軽水炉の安全性向上に資する。

内容

イ. 経年変化の予測法に関する研究

圧力容器と炉内構造材等について、亀裂成長に及ぼす溶接、異種材料接合、局所環境、照射の影響を明らかにするため高温水・放射線複合環境試験を実施する。供用期間の長期化を考慮して圧力容器の脆化を評価するため、JMTR による照射試験を実施する。また、破壊力学的試験を実施し破壊抵抗の定量的評価手法を確立する。JPDR 圧力容器鋼材の脆化調査に関する国際協力を実施する。電線・ケーブルについて、加速試験法による劣化予測と長期使用した材料の劣化特性との比較により、加速試験法の妥当性を検証する。

ロ. 構造健全性評価に関する研究

非線形破壊力学を経年圧力容器の健全性評価に適用するとともに国際協力で実施される大型構造物試験のデータを用いて評価手法を検証する。また、確率論的破壊力学手法を高度化し、圧力容器等の信頼性を

経年変化を考慮して評価する。

ハ. 経年変化の検査・評価法に関する研究

圧力容器と炉内構造材の経年変化研究に基づき、検査・評価法に関する現行手法の検証と改良を図る。また、材質変化と磁氣的性質等の物性変化との相関および高感度磁界センサーの材質劣化検出への適用性を明らかにし、検査・評価法の高度化を図る。コンクリート構造物について、経年変化の検査・評価法の検討とモデル試験等を行い寿命評価法の構築に資する。電線・ケーブルについて、レーザー照射等を適用した劣化検出技術を開発する。

ニ. 高機能コーティング法の開発

耐食性、耐熱性等に優れたコーティング材のレーザー破砕による界面強度測定と弾性率測定等による各種物性の高精度の測定を実施し、高機能コーティング法の開発を図る。

なお、イ. の研究のうち、基礎研究に関するものについては、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[3] 軽水炉のシビアアクシデントに関する研究

(1) シビアアクシデントの発生防止に関する研究

[BWR のシビアアクシデント防止に関する研究]

目的

BWR について、炉心反応度の変動を伴う事象及びシビアアクシデント防止のためのアクシデントマネジメントに関する研究を行い、原子炉の安全裕度の評価等に資する。また、次世代型炉の安全評価に資する。

内容

イ. 核熱水力挙動実験

既存装置 (TPTF) に BWR 炉心及び再循環ループ等を模擬した核熱水力挙動試験部を設置し、核一熱結合不安定事象、地震時反応度変動事象等、並びに多重故障事故及びシビアアクシデント防止のためのアクシデントマネジメントに関する実験を行う。

ロ. 補完実験

地震時の炉内流動、スクラム失敗事故 (ATWS) 時のボロン混合等について、小規模装置により、イ. を補完する実験を実施する。

ハ. 次世代型炉に関する実験

イ. 及びロ. で製作した実験装置を使用し、次世代型 BWR の事故時熱水力挙動に関する実験を実施する。

ニ. 過渡二相流計測手法及び構成方程式モデルの開発

過渡二相流に関する高度計測手法を開発し、これを用いた実験により次世代安全評価コードのための構成方程式モデルの開発を行う。

ホ. 解析コードの開発・整備

得られた実験データに基づき解析コードの開発・改良・整備を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[3] 軽水炉のシビアアクシデントに関する研究

(1) シビアアクシデントの発生防止に関する研究

[PWR のシビアアクシデント防止に関する研究 (ROSA-V 計画等)]

目的

PWR について、シビアアクシデント防止のための手段及びその有効性に関する研究を行い、原子炉の安全裕度の評価及び安全性向上策の評価等に資する。また、次世代型炉の安全評価に資する。

内容

イ. 総合実験

LSTF を用いて、シビアアクシデント防止のためのアクシデントマネジメントの有効性評価及び次世代型 PWR の安全性に関する熱水力総合実験を行う。

ロ. 原子炉冷却系個別効果実験

TPTF、LSTF 等を用いて、シビアアクシデント過程の熱水力現象及び次世代型炉の事故時熱水力現象に関する個別効果実験を行う。

ハ. 格納容器個別効果実験

凝縮・沸騰・自然循環等の受動的メカニズムに基づく、格納容器圧力抑制、除熱、格納容器保有水による原子炉冷却等、次世代型炉に採用可能な格納容器要素技術について、実験及び解析により検討する。

ニ. 解析コードの開発・整備

得られたデータに基づき、解析コードの開発・整備を行う。また、次世代安全解析コード開発のための基礎的研究を行う。

なお、上記の研究項目のうち、ロ. 及びハ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[3] 軽水炉のシビアアクシデントに関する研究

(2) シビアアクシデントの影響評価・影響緩和に関する研究

[シビアアクシデントの影響評価に関する研究]

目的

シビアアクシデント時の FP 挙動、原子炉圧力容器や格納容器等の挙動を明らかにし、原子力施設のシビアアクシデントによる影響及びシビアアクシデントに対する安全裕度の評価に資する。

内容

イ. FP 挙動とソースタームに関する研究

照射済燃料や TMI-2 デブリを用いた実験等により、燃料からの FP 放出挙動及びそれに影響を与える燃料や FP・エアロゾルと構造材との相互作用に関するデータを得る。また、実験により一次系や格納容器内（格納容器からの漏洩経路を含む）の FP・エアロゾルの挙動に関するデータを得るとともに、工学的安全施設等による FP・エアロゾルの除去に関する実験を行う。これらの実験データを基に、FP・エアロゾル挙動解析コード及びソースターム評価コードの開発・検証を図るとともに、原子力施設のシビアアクシデント時のソースターム評価解析を実施する。

ロ. 原子炉圧力容器の安全裕度に関する研究

大規模な炉心溶融が発生した場合の原子炉圧力容器内における溶融炉心の挙動と冷却性及び溶融炉心と原子炉圧力容器鋼材との相互作用を、実験及び解析により明らかにする。

ハ. 格納容器等の安全裕度評価に関する研究

実験及び解析により、シビアアクシデント時に格納容器（貫通部を含む）等の構造機器（配管、ポンプ等を含む）に加わる静的、動的圧力負荷及び熱的負荷に対する格納容器等の挙動を調べ、格納容器等の安全裕度を明らかにする。

ニ. 国際協力に基づく研究

国際協力（PHEBUS-FP 計画、ACE 計画、CSARP 計画、RASPLAV 計画等）により入手する FP 挙動、原子炉圧力容器挙動及び格納容器等の挙動に関する実験データ及び解析に関する結果を分析評価し、上記イ. ロ. ハ. と併せて原子力施設に対するシビアアクシデントの影響評価を行う。

ホ. 炉心材料の高温物性に関する研究

UO₂ の融点（約 3100K）を越える高温でのコリウムの融解熱、比熱、熱伝導率、熱拡散率、密度、表面張力、粘度等の物性値を測定することにより、シビアアクシデント時の溶融炉心挙動の評価に資する。

なお、上記の研究項目のうち、イ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[3] 軽水炉のシビアアクシデントに関する研究

(2) シビアアクシデントの影響評価・影響緩和に関する研究

[シビアアクシデントの影響緩和に関する研究]

目的

シビアアクシデント時におけるアクシデントマネージメント策の有効性を評価し、アクシデントマネージメント策の具体化及び改善のための判断資料を提供する。また、次世代型炉において、シビアアクシデント対策として採用可能な機器及び方策を検討し、安全性向上に資する。

内容

イ. 現行炉のアクシデントマネージメントに関する研究

アクシデントマネージメント策の具体化及び改善に資するため、アクシデントマネージメント策の有効性及び影響を総合的に評価するとともに、状態把握に必要な測定系や実施条件の検討、有効性評価に必要な解析手法の開発・検証を行う。また、水蒸気爆発等のシビアアクシデント時に格納容器内で生じ得る現象とその負荷を明らかにして、格納容器の健全性を維持するための手法を検討する。さらに、FPの保持能力を向上させる手法についても検討を行う。

ロ. 次世代型炉のシビアアクシデント対策の検討

格納容器等の健全性やFPの保持能力を向上させて原子炉の持つリスクをより低減するために有効な機器（改良型原子炉キャビティ等）及び方策（原子炉容器外部冷却等）について検討する。

ハ. 国際協力に基づく研究

国際協力（CSARP計画、ACE計画、PSF計画、RASPLAV計画等）から入手するアクシデントマネージメントに関する大規模実験データを分析・評価する。

なお、上記の研究項目のうち、イ.については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[4] 軽水炉の事故・故障等の分析・評価に関する研究

[事故・故障の分析・評価に関する研究]

目的

国内外の原子力発電所で起きた事故・故障事象の情報を分析・評価し、そこから得られる安全上重要な教訓を抽出し、有用な情報にまとめることにより、安全規制や安全研究に資する。

内容

イ. 事故・故障情報の収集・分析

国内外の原子力発電所で起きた事故・故障事象の情報や関連する安全規制情報等を収集・分析し、安全規制や関連する安全研究分野等に有用な情報を提供する。特に重要な事例については、熱水力解析、構造解析、破壊力学解析等の手法を用いて詳細解析を行う。

ロ. 重要度評価手法の開発・整備

確率論的安全評価（PSA）手法等に基づき、事例の重要度を評価する手法を開発・整備する。

ハ. 事故解析手法の整備・高度化

事故解析に必要な解析コードや入力データを整備するとともに、実験解析や統計的な手法を用いた総合的な不確かさ解析等を実施してコードの性能を評価する。さらに、新しい解析技術の導入等により、手法の高度化及び解析対象範囲の拡大を図る。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

[その他]

[水冷却型研究炉燃料の破損挙動に関する研究]

目的

反応度事故等の出力異常時における水冷却型研究炉燃料の破損挙動を実験的に解明し、安全裕度の評価及び安全基準の整備に資する。

内容

イ. 燃料の破損条件・破損機構の解明

水冷却研究炉燃料（主として板状シリサイド燃料及び棒状トリガ燃料）を供試燃料とし、NSRRにおいて多様な出力過渡条件下で照射実験を行い、破損挙動に関するデータを蓄積し、燃料の破損条件・破損機構を解明する。特に燃焼の効果を解明する。

ロ. 解析コードの開発・整備

実験によって得られた知見に基づき、燃料の過渡挙動を妥当に評価し得る解析コードを開発・整備する。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

【参考】

[配管信頼性実証試験]

目的

原子力プラントの冷却材圧力バウンダリ配管が受ける熱負荷に対する配管の耐性を明らかにし、軽水炉冷却系配管の信頼性を実施する。

内容

イ. 計算コードによる解析及び評価

配管高温負荷試験等を実施し、軽水炉冷却系の配管内エアロゾル挙動解析及び高温負荷解析を行う。

1. 水炉の安全性に関する研究

[軽水炉]

【参考】

[大型再冠水効果実証試験]

目的

軽水炉の LOCA 時の再冠水過程における ECCS の有効性を実規模実験等により実証する。

内容

イ. 最適予測コードの整備

円筒炉心試験、平板炉心試験等の結果を用いて、LOCA 時の水と蒸気の挙動を忠実に予測できる最適予測コードを整備する。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[2] 事故防止及び緩和に関する研究

(1) 炉物理に関する研究

[高燃焼高速炉の炉心安全性評価に関する研究]

目的

高速炉の燃焼計算におけるプルトニウム及びマイナーアクチニドの生成と消滅の予測精度の向上を図り、高燃焼炉心及びプルトニウム・マイナーアクチニド燃焼炉心の炉心特性評価及び安全性評価に関する評価手法を開発することにより、炉心・燃料設計手法の拡充整備を行う。

内容

イ. 高速臨界実験装置 (FCA) の多様な中性子スペクトル場において、プルトニウム及びマイナーアクチニドのサンプルを用いた測定 (積分実験) を行うことによって高次核種を含むプルトニウム及びマイナーアクチニドの核データの整備と精度評価を行う。

ロ. イ. の核データを燃焼計算に組み込み、データの精度が燃焼特性に及ぼす影響を評価することによって、燃焼に伴う炉心特性評価及び安全性評価に関する計算手法を確立する。

ハ. 国内の加速器や「弥生」を用いて、マイナーアクチニド核種及び希土類核種等の断面積の測定・評価を実施し、これら核データの精度向上を図る。

ニ. マイナーアクチニド及びプルトニウム燃焼炉心 (MOX 及び窒化物炉心) について、安全性に関連する基本的な核特性を把握し、データベースとしてまとめる。

なお、上記研究項目のうち、ハ. 及びニ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[2] 事故防止及び緩和に関する研究

(1) 炉物理に関する研究

[新型高速炉の反応度係数の評価]

目的

新型高速炉の反応度係数の計算精度を評価することにより安全裕度評価を行い、核データの信頼性向上を図る。

内容

イ. 高速臨界実験装置 (FCA) を用いて、TRU 核種のサンプルワース、反応率、ナトリウムボイド効果、GEM 反応度効果等を測定する。

ロ. 安全性向上炉心概念を構築し、FCA を用いて実験的検証を行う。

ハ. Beff の予測精度向上のため、組成を系統的に変化させたベンチマーク実験を行う。

なお、上記研究項目のうち、ロ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[3] 事故評価に関する研究

(1) 異常時の燃料挙動に関する研究

[高速炉燃料の事故時の挙動に関する研究]

目的

高速増殖炉の過渡過出力条件及び冷却材流量喪失条件における燃料破損挙動を究明し、安全裕度の評価及び安全基準の整備に資する。

内容

イ. 高速炉仕様の国産燃料を対象とし、NSRR を用いて過渡過出力条件を模擬し、ナトリウム冷却条件下で炉内実験を行う。

ロ. 実験研究で得られた知見等に基づき、必要な現象モデルを開発し、解析コードを整備・検証する。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

[4] シビアアクシデントに関する研究

(2) 格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究

[格納施設の安全裕度とソースタームに関する研究]

目的

環境影響評価の上で重要であるソースターム評価と格納施設応答評価に関して、特にナトリウムの影響に着目した諸現象を実験的に解明するとともに、結果を解析コードへ反映することにより、高速増殖炉の安全向上方策及び立地評価の線源想定を検討に資する。

内容

イ. ソースターム評価手法の整備

(1) 炉容器内部ソースターム移行挙動試験

ソースターム移行挙動の最上流となる燃料からの放射性物質放出挙動及びエナジェティック事故時に発生する CDA 気泡挙動とこれに伴う燃料物質や FP 等の放射性物質の炉容器内における移行減衰に関する現象を解明する。

(2) 格納施設内ソースターム移行挙動試験

メルトスルー事故時に発生する燃料・構造材・FP・ナトリウムの混合エアロゾル挙動と、水素燃焼がこれに及ぼす影響、即ち FP エアロゾルの解離や浮遊エアロゾルの沈降促進、沈着エアロゾルの再浮遊等に関する現象を解明する。

(3) 炉内ソースターム挙動解析コードの開発・整備

事故時の炉内 FP 放出挙動に関する解析コード TRACER に、シビアアクシデント時の炉容器内ソースターム移行挙動の解析機能を付加するとともに、並行して実施する実験結果を用いたモデルの検証・改良を行う。

ロ. FP 移行に関する研究

原子炉系内の構造材料と FP との反応及び FP の沈着挙動に関する模擬実験を行うため、燃料試験施設ホットセルの燃料ペレット加熱装置に FP・構造材反応試験用テスト部を付加し、FP の沈着や構造材との反応による原子炉系内での移行と除去機能に関する実験を行い、移行挙動に関するデータを整備するとともに、除去された FP の発熱に伴う FP の再蒸発等の機構に関する評価手法を開発する。

ハ. FP と炉内構造物との反応に関する研究

FP と構造材との化学的反応を詳細に調べるため、炉外に FP・構造材反応試験装置を設置し、模擬 FP を用いた実験を行うことにより、FP が炉内構造材と化学的に反応する機構とその反応生成物の生成挙動に関するデータを整備するとともに、その評価手法を開発し、ソースターム評価に資する。

ニ. 格納施設応答評価手法の整備

(1)格納施設内事象解析コード (CONTAIN/LMR) の開発・整備

大型炉を対象としたシビアアクシデント解析を実施するとともに、並行して実施してる実験結果を基に関連モデルを改良する。

(2)ナトリウム-デブリー-コンクリート相互作用試験

高速増殖炉のメルトスルー事故時において、格納施設の健全性に脅威を及ぼすナトリウム-デブリー-コンクリート相互作用を解明するために、試験装置の設計・製作及び予備試験 (デブリ生成方法、デブリー-コンクリート相互作用等) を行う。

2. 高速増殖炉の安全性に関する研究

【参 考】

[新型動力炉原型炉機器等寿命信頼性等実証試験]

目的

高速増殖炉の一次冷却系は供用期間中健全であり、各機器等が十分な寿命信頼性・健全性を有していることを実証する。

内容

高速増殖炉原型炉において、実際に使われており、または使われる予定の各種機器等について、その余寿命信頼性・健全性を実証する技術的根拠・データ (材料、加工、確認手法等) について横断的に調査、整理、解析する。このため、高速増殖炉の検査機器部材等について信頼性実証試験を行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[1] 臨界安全性に関する研究

[臨界安全性評価手法の研究]

目的

核燃料施設に共通した課題である臨界安全性に関して、計算コード及び臨界安全ハンドブックの信頼性向上を図り、確率論的手法による合理的かつ総合的な安全評価に資する。

内容

イ. NUCEF に設置された定常臨界実験装置 (STACY) で取得した定常臨界及び未臨界データをもとに、計算コードの評価を行うとともに、ウラン及びプルトニウムの溶液状燃料に関するハンドブックデータを充実させる。

ロ. NUCEF に設置された過渡臨界実験装置 (TRACY) で取得した過渡臨界実験データをもとに、計算コードの精度を評価し、その結果に基づいて反応度フィードバック機構等において計算コードを改良する。また、事故時の放射線場を推定するために、過渡臨界実験結果を用いて被ばく評価手法を整備する。

ハ. 燃焼度クレジット等の臨界安全評価上の諸問題を解決する。

ニ. 臨界事故発生確率を評価して妥当な事故シナリオを選定する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[1] 臨界安全性に関する研究

[臨界安全性に関する実験的研究]

目的

ウラン、プルトニウム又は両者の混合物の溶液燃料、棒状燃料の臨界データを系統的に取得し、核燃料サイクル施設の臨界安全設計・管理の信頼性向上と合理化を図る。

内容

イ. STACY により、ウラン、プルトニウム又は両者の混合物の溶液燃料の臨界量、相互干渉効果、中性子毒物効果等を測定する。

ロ. TRACY により、臨界事故を模擬した実験を行い、臨界事故事象の解明と被ばく防止対策に必要なデータを取得する。

ハ. 原研の TCA による軽水・棒状燃料格子系の臨界実験により、未臨界度確認技術を開発するとともに臨界安全上重要な核データの検証を行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[1] 臨界安全性に関する研究

[プロセス臨界安全性の研究]

目的

核燃料施設において、化学プロセスの異常が原因となって臨界事故に発展する過渡事象を解明するとともに、臨界安全性評価に必要な溶液燃料の特性データを取得することにより同施設の安全性向上に資する。また、異常事象をできるだけ考慮しなくてもよい新たなプロセスを提案する。

内容

- イ. NUCEF 実験施設を用いて、化学プロセスの臨界安全性に係わる異常事象を解明する。
 - ロ. 臨界計算に必要なプルトニウム溶液の基礎データを取得するとともに、アクチニド特有の溶液特性を調べる。
 - ハ. 中性子毒物含有溶媒を利用した新規プロセス等のフローシート実験や新しい概念に基づく分離装置の開発を行う。
- なお、上記研究項目のうちイ. 及びロ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[1] 臨界安全性に関する研究

〔使用済燃料の核種組成評価〕

目的

輸送、貯蔵及び再処理の臨界安全管理に関して、技術基準の整備や燃焼度クレジットを考慮した合理的設計に資するため、高燃焼度燃料及びMOX 使用済燃料の核種組成データを整備する。

内容

- イ. PWR 及び BWR 使用済燃料の燃焼履歴に対応した核種組成について、これまで得られているデータを系統的に収集・整備する。
 - ロ. PWR 及び BWR 使用済燃料の核種組成データを実験により取得し、燃焼履歴に対応させて測定データを整理する。
 - ハ. 現在、ベルゴニュークリア (BN) が進めている MOX 燃料の核種組成測定計画 (ARIANE 計画) に参加して、測定データを取得する。
 - ニ. 上記により得られるデータを用いて、燃焼によって生ずる核種組成を精度よく計算するコードを開発する。
- なお、上記研究項目のうちハ. 及びニ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[2] 遮へい安全性に関する研究

〔放射線源評価等に必要な核データの整備〕

目的

軽水炉燃料の高燃焼度化及びMOX 燃料の軽水炉利用により増大が見込まれる高次のアクチニド核種について、自発核分裂や α 崩壊に伴う軽核種との (α , n) 反応及び崩壊熱に関連するデータを収集・整備して、再処理やMOX 燃料加工施設における遮へいや熱安全評価の精度向上を図る。

内容

- イ. リチウム、ベリリウム等軽核種の (α , n) 反応断面積及び放出中性子エネルギースペクトルデータを実測により整備する。
- ロ. ^{238}Pu 等のマイナーアクチニド核種の自発核分裂による FP の生成率データを実験により取得し、整備する。
- ハ. TRU 及び FP 核種に関して崩壊熱関連データを評価・整備する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[2] 遮へい安全性に関する研究

〔臨界・遮へい数値実験システムの構築〕

目的

実施設の臨界や遮へいの安全性を実験により実証することは容易ではないため、最新の計算技術を活用して、種々の核燃料施設の臨界及び遮へいに係る仮想数値実験を高精度・高信頼度で行えるシステムを構築する。

内容

イ. 計算誤差の多くの部分が核データの誤差に依存しているので、核データの誤差ファイルを作成し、その誤差の炉物理量の算出結果に与える影響を系統的に評価する。

ロ. 臨界に関しては、原研 NUCEF での実験データを解析して、計算誤差推定方法を定める。遮へいに関しては種々のストリーミングに関する実験を行うとともに、これを解析することにより計算誤差推定の方式を定める。

ハ. 最新の並列計算機を使用して連続エネルギー・モンテカルロコードで計算するに当たり必要となる種々の定数に係わるデータベース及び計算方式を整備して、計算ミスを防止するとともに、誰でも容易に計算できるシステムを構築する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[3] 閉じ込め安全性に関する研究

[エアロゾル状ソースターム評価の研究]

目的

再処理施設の平常時及び事故時において、放射性エアロゾルの放出に関するソースタームを評価するため、実験と解析を行い、再処理施設の安全評価や安全基準の判断資料に資する。

内容

イ. エアロゾルの放出、移行、沈着などの挙動、エアロゾル物性値、及び放射線とエアロゾルの相互作用効果等について実験を行い、エアロゾル状ソースターム評価に必要な基礎データを固める。

ロ. 再処理施設の平常時及び事故時におけるエアロゾルの発生メカニズムと移行・沈着挙動を明らかにする実験と解析を行う。また、Pu エアロゾルのソースタームに関する研究を行う。

ハ. 異なった時間及び異なった場所のエアロゾル測定により、ソースタームを評価する逆問題解析手法を確立し、核燃料施設の異常事象時の診断システムを構築する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[3] 閉じ込め安全性に関する研究

[燃料サイクル施設における異常化学反応事象に関する研究]

目的

再処理施設では各種の有機物を硝酸とともに使用するので、異常化学反応の防止が重要である。そこで、異常化学反応に関する化学的研究を実施し、燃料サイクル施設の安全評価用の基礎データを提供するとともに、異常化学反応の発生及び拡大防止に関する情報を体系的に収集する。

内容

イ. 硝酸ブチル等の分解生成物と硝酸等の反応について、反応速度、反応熱、反応生成物を測定し、生成・消滅等の反応機構を明らかにする。

ロ. 異常化学反応防止の観点から、TBP 等の放射線分解、化学的分解及び分解性生成物と重金属との錯化合物の熱的安定性について研究する。

ハ. アジ化水素等の熱分解性化合物の生成・分解、水相/有機相の分配、揮発特性について研究し、工程内蓄積防止条件を明らかにすると共に、NUCEF において使用済燃料を用いたホット試験を行い、工程内分布を測定して解析を行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[3] 閉じ込め安全性に関する研究

[再処理のプロセス異常評価手法の研究]

目的

再処理施設運転時の異常な過渡変化に着目して、連続処理プロセスの応答特性研究を行い、再処理施設の安全評価、各種制限値の安全裕度の定量化に資する。

内容

イ. 連続的に運転される再処理プロセスの過渡応答特性解析コード、及び、プロセス安全運転に係わる基準値データベースを整備する。

ロ. 抽出操作の異常、燃料の溶解異常、有機溶媒劣化物の異常蓄積について、起因、進展、回復のプロセス評価解析を行う。

ハ. NUCEF のバックエンド研究施設 (BECKY) の α γ セル内の再処理プロセス試験装置による連続溶解、抽出、試薬リサイクルのプロセス特性試験結果を安全解析し、評価手法を検証する。また、プロセ

ス状態の早期分析・診断手法を検討する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[3] 閉じ込め安全性に関する研究

[核燃料施設構造安全解析コードの開発]

目的

核燃料施設における火災、爆発、燃料取扱い時の落下、腐食性溶液による経年変化等に対して、構造物の健全性と安全裕度を解析・評価するためのコードシステムを開発する。

内容

イ. 実験モデルの規模や製作誤差、実験モデルの材料の組み合わせ、実験条件の不確定性等実験に伴う誤差等を考慮して、構造物の健全性と安全裕度を評価する構造物実験数値シミュレーション手法の開発を行う。

ロ. 荷重のゆらぎ、材料強度の変化、形状寸法の誤差、経年変化による材質と寸法変化等を考慮した構造物の健全性と安全裕度を評価するために、確率論的構造物健全性評価コードを開発する。

ハ. 経年変化による構造物の劣化を考慮した構造物の健全性を総合的に評価するとともに寿命予測を可能とするエキスパートシステムを開発する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[4] 運転管理・保守及び放射線管理に関する研究

[再処理施設異常事象監視システムの開発]

目的

再処理施設における異常事象を未然に防止することを目的として、施設全体を監視し異常事象に結びつきうる状態を探知し、その状態がどのような事象に発展するおそれがあるのかなどについてオペレータに助言する運転支援システムを開発する。

内容

イ. 再処理施設のデジタル計装出力を監視し、異常に結びつく状態、操作を探知するシステムを開発する。

ロ. 探知された状態がどのような事象に結びつくのかシミュレートできる高速プラントシミュレーションシステムを開発し、前者と結合する。

ハ. 異常診断及び対処法について助言をするシステムを開発し、前述のシステムと結び付ける。

ニ. 以上のシステム開発にあたっては、NUCEFの核燃料調製設備に適用して有効性の評価を行いつつ、一般化が可能であるようなプログラム構造とする。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[4] 運転管理・保守及び放射線管理に関する研究

[放射性物質の監視技術の開発]

目的

再処理施設や廃棄物処理施設では、種々の濃度・形態の放射性物質が移動しているため、これを正確に監視できる非破壊かつインライン計測による放射性物質検出技術やその状態分析技術を開発し、核燃料施設の安全監視系の構築を図る。

内容

イ. 放射線計測による監視技術を開発する。特に、抽出工程におけるアクチニド及びFP核種の検出・監視技術に注目する。

ロ. 再処理工程におけるアクチニドを対象に、非破壊でかつインライン計測による物質状態を検知する技術を開発する。

ハ. 効率のよい監視方式の選定と計測結果の精度・信頼度を評価するソフトを開発する。

ニ. 廃棄物中の微量な α 核種濃度を分別する技術を開発する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[5] 放射性廃棄物の管理に関する研究

(1) 高レベル放射性廃棄物の処理に関する研究

[4群群分離プロセスに関する安全性基礎試験]

目的

高レベル廃液の新たな処理法として開発してきた4群群分離プロセスに係わる安全性について基礎的に試験するもので、プロセスのフィージビリティを評価する上で必要な、また、将来、4群群分離プロセスをプラント化する際に必要な安全上の課題について検討する。

内容

- イ. 高レベル廃液中の長寿命核種の4群群分離プロセスにおける挙動について確認試験を行う。
- ロ. 高レベル廃液の濃縮、脱硝時における長寿命核種の蒸発・飛散挙動について試験する。
- ハ. 高レベル廃液の脱硝反応の解明（発生ガス組成、ガス発生速度、ガス発生速度の制御）に関する研究を行う。
- ニ. TRUの抽出剤であるDIDPA溶媒等の放射線劣化に伴う群分離工程への影響評価に関する試験を行う。
- ホ. DIDPA溶媒等の安全性に関して試験する。
- ヘ. Sr-Cs吸着無機イオン交換体の乾燥及び仮焼時における長寿命核種の蒸発・飛散挙動について試験する。
- ト. 上記安全性に係わる評価コードの開発を行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[5] 放射性廃棄物の管理に関する研究

(1) 高レベル放射性廃棄物の処理に関する研究

[高度化再処理プロセスに関する安全研究]

目的

ウラン、プルトニウムに加え、TRU等も分離する高度化再処理プロセスを研究し、TRU廃棄物の発生量低減と安全管理に資する。

内容

- イ. TRU回収の観点から連続溶解の最適条件を研究するとともに、溶解液中TRUのイオン存在状態及び不溶性残渣の性状データを把握する。
- ロ. 分解性還元剤チルアルデヒド等を適用したNp、Tc等の分離、Am/Cm分離、及び、Puテイリングなどについてプロセス研究を行う。
- ハ. 使用済試薬の再生リサイクルに関して、新規溶媒再生技術、及び、溶媒劣化物錯体のプロセス内分布の研究を行う。
- ニ. NUCEF-BECKYの α γ セル内の再処理プロセス試験装置において、使用済燃料等を用いた高度化再処理プロセスの実験を行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[5] 放射性廃棄物の管理に関する研究

(3) TRU廃棄物の処理に関する研究

[TRU廃棄物の高度処理技術の開発]

目的

TRU核種を含む液体廃棄物を高減容化し安定に固化できるプロセスの構築を行い、核燃料施設の安全性の向上に役立てる。

内容

- イ. 核燃料施設から発生するTRU核種を含む液体廃棄物に対するTRU核種の分離技術及び固化技術を有機的に結合し、分離固化プロセスを提案する。
- ロ. 模擬廃液を用いた分離固化実験により、TRU核種の除染係数や得られる固化体の物理・化学的性状を測定し、プロセスの確証及び性能を評価する。さらに実施設(NUCEF)から発生するTRU核種を含む液体廃棄物に対して分離固化プロセスを応用し、工学規模の分離固化実験を行う。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[5] 放射性廃棄物の管理に関する研究

(3) TRU廃棄物の処理に関する研究

[TRU廃棄物の新固化処理技術に関する研究]

目的

高濃度TRU廃棄物の固化法として、優れた閉じ込め性能が期待できるセラミック固化法を開発する。

内容

イ. 化学的・物理的耐久性の高いセラミックスを候補材料とし、廃棄物成分の固溶性、結晶学的安定性、化学的耐久性を評価し、優れた材料を選択する。さらに、作製条件、スケールアップを含む固化処理プロセス等を検討する。

ロ. TRU 核種を含有させたセラミック固化体試料を作製し、結晶学的データ、浸出データ等を取得し、固化体としての性能評価を行う。

ハ. TRU 消滅処理に適した候補材料について、化学的耐久性、熱的安定性等の基礎的データを取得、評価し、優れた固化体材料を選択する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

[5] 放射性廃棄物の管理に関する研究

(4) 放射性廃棄物の放出挙動特性・低減化に関する研究

[揮発性核種の気相移行と処理に関する研究]

目的

再処理施設内の炭素-14、ヨウ素-129/131 の挙動と処理技術を研究し、これらの揮発性核種について、気相移行と放出量の合理的評価に資する。

内容

イ. 炭素-14 を含む CO₂ の捕集・固定技術について研究し、使用済燃料の溶解オフガス中炭素-14 の定量を行う。

ロ. NUCEF-BECKY の α γセル内での再処理プロセス試験において、ヨウ素の気相移行と吸着材捕集のデータ取得を行う。また、抽出溶媒とヨウ素の相互作用に関する研究を行う。

ハ. Cm 等アクチニドの自発核分裂による短寿命ヨウ素-131 について、硝酸溶液内生成と気相への移行過程に着目した研究を行い、再処理施設内挙動評価モデルを作成する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

[再処理施設新材料耐食安全性実証試験]

目的

再処理施設の溶解槽及び酸回収蒸発缶の寿命評価試験と計算機によるシステム評価から耐食安全性を実証する。

内容

再処理施設仕様の溶解槽及び酸回収蒸発缶のコールドの小型モックアップ試験による寿命評価試験、小型試験片を用いた疑似ホット試験による照射腐食抵抗性の評価試験を行うほか、計算科学的評価により耐食安全性の評価システムを整備する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

[再処理施設セル換気系安全性実証試験]

目的

再処理施設において、加熱操作や放射線等により溶媒の劣化が増大すると、急激な熱分解反応が発生しやすくなると考えられるので、劣化溶媒と硝酸の異常な化学反応、急激な熱分解反応、熱分解反応時のエアロゾルの生成と挙動を解明し、設計上十分な安全裕度が取られていることを実証する。

内容

イ. 劣化溶媒反応特性試験

劣化溶媒と硝酸の異常な化学反応挙動を解明するために、加熱や放射線により溶媒の劣化を促進させる試験、低温で熱分解反応を誘起する物質の探査試験とその物質の化学形同定、劣化溶媒と硝酸の反応熱や反応速度等を解明する試験を実施する。

ロ. 劣化溶媒熱分解特性試験

劣化溶媒と硝酸の急激な熱分解反応の規模を解明する試験、溶媒の熱分解反応時のエアロゾルの生成と挙動を解明する試験を実施する。

ハ. 計算コードの解析・評価

劣化溶媒試験で得たデータを解析して、溶媒と硝酸の異常や熱分解化学反応時の熱エネルギーやエアロ

ゾルの放出量を評価し、再処理施設の閉じ込め性能の裕度を調べる。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

〔再処理施設臨界安全性実証試験〕

目的

再処理施設の臨界安全管理上重要な溶解槽、抽出器、槽類等について、模擬装置を製作し、臨界実験を行い、各機器の臨界安全上の裕度が十分大きいことを実証する。また、再処理施設における仮想臨界事故時の周辺環境に対する放射性物質の閉じ込め機能が十分維持されることを実証する。

内容

イ. NUCEF の STACY を用いて、下記の臨界安全性模擬試験を行う。

- a) 溶解槽模擬試験
- b) 抽出器模擬試験
- c) 槽類模擬試験

ロ. NUCEF の TRACY を用いた過渡臨界実験を行い、その際の核分裂数の時間的变化、核分裂生成物の気相への放出率、放射性物質の閉じ込めのバウンダリに加わる圧力等を測定する。

ハ. 解析計算により安全性を実証するため、用いられる計算コード及び実験データを整備する。

3. 核燃料施設の安全性に関する研究

【参考】

〔放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験〕

目的

再処理施設の平常運転時において、環境へ放出される放射性核種の量は安全評価上の値に比べて十分に少ないことを実証する。

内容

小型再処理試験設備において使用済燃料等を使用したプロセス安全性試験及び核種閉じ込めに関するユニット基礎試験、大型再処理施設を対象とした放出放射エネルギーを評価する安全性解析等を実施し、これらを総合的に活用することによって、環境へ放出される放射エネルギー量が十分に少ないことを実証する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

〔1〕 遮へい・臨界に関する研究

〔燃焼度を考慮した使用済燃料輸送物の臨界安全性の研究〕

目的

燃焼度を考慮した高燃焼度及び MOX 使用済燃料輸送物の臨界安全性を検討し、より合理的な安全評価手法の作成に資する。

内容

イ. 使用済燃料中のアクチノイドや核分裂生成物各種の生成量及び消滅量を燃焼度ごとに評価し、使用済燃料中に存在する臨界安全上重要な核種の存在量の燃焼度依存性を把握する。また、使用済燃料の燃焼度分布を燃焼度ごとに評価し、その燃焼度依存性を把握する。

ロ. イ. の結果を基に、使用済燃料中の臨界安全上重要な核種及び使用済燃料の燃焼度分布と実効増倍率との関係を把握し、燃焼度を考慮した使用済燃料輸送物の臨界安全評価手法の開発に資する。

4. 放射性物質輸送の安全性に関する研究

〔1〕 遮へい・臨界に関する研究

〔輸送容器の臨界安全ハンドブックの整備〕

目的

輸送容器の臨界・遮へい安全性を考慮するために必要なコード群を体系的に開発・整備するとともに、データの収集・整備を行い、標準的な臨界・遮へい安全評価手法を確立する。

内容

イ. 臨界・遮へい安全解析コードの整備

これまでに開発・整備した、線源評価、詳細および簡易な遮へい計算・臨界計算を行うコード群に関して、精度評価および感度解析に必要なデータ等を整備する。

ロ. 精度評価および感度解析

これまでに開発・整備した、線源評価、詳細および簡易な遮へい計算・臨界計算を行うコード群に関して精度評価を行い、各種物理データ（評価済核データ等）や線源データに関する感度解析を行って、より合理的な安全裕度を設定できるようにする。

5. 原子力施設の耐震等の安全性に関する研究

[5] 機器・配管系の健全性に関する研究

[数値振動台の開発]

目的

核燃料施設ではウランやプルトニウム溶液等を取り扱っており、地震時のスロッシングによる液面の変動等の評価は臨界安全性を評価する上で重要である。このため、溶解槽、パルスカラム、蒸発缶等の振動による特性の変化を把握し、地震時の施設の安全停止操作手引きを作成する必要がある。また、核燃料施設では多数の配管が接続され、容器類、機器類、配管系の地震時の挙動が複雑であり、核燃料施設の地震時安全性の評価では、容器類、機器類、配管系、支持構造物等の地震時の挙動を把握し、地震時の構造健全性、安全裕度を確認する必要がある。

本研究は、高精度の数値解析システムによって解析・評価できる数値振動台を開発し、核燃料施設の安全性評価のために必要な基礎的データを提供する。

内容

イ. 振動解析コードの収集・整備

数値振動台に使用する振動解析コード及びデータを収集・整備する。必要に応じ新たに解析コードを開発する。

ロ. 高性能小型振動台の製作

ローリング、ピッチング、ヨーイングを高い精度で制御でき、大加速度、大速度、大変位の振動実験が可能な高性能小型振動台を製作する。

ハ. 高性能小型振動台を用いたテーマ実験

溶解槽、パルスカラム、蒸発缶等のプルトニウム溶液等を取り扱う施設など核燃料施設の主要容器類、機器類、配管系の振動試験を行い振動特性を把握する。

ニ. 数値振動台の開発

実験データを用いて解析コードの検証をする。検証された解析コードと必要なデータをシステム化した数値振動台を開発する。

ホ. 実験結果の精度評価

数値振動台を用いて大規模振動台によって得られた実験データを解析し、数値振動台の計算精度と信頼性を検証し、数値振動台を完成する。

5. 原子力施設の耐震等の安全性に関する研究

[5] 機器・配管系の健全性に関する研究

[数値振動台による核燃料施設の耐震安全性の評価に関する研究]

目的

核燃料施設は、重要度に応じた耐震設計基準を満足することが要求される。この基準を超えるような地震に対しても、施設の主要な機器・配管系の健全性や安全裕度を確認することは、施設の安全運転上重要である。

本研究は、高度化された解析コードと広範囲に収集された実験データから構成される数値振動台を用いて、耐震実験をすることなく施設の主要な機器・配管系の数値解析を行い、耐震安全裕度を明らかにすることを目的とする。特に溶液燃料を取り扱う施設の重要な機器（溶解槽、ミキサセトラ等）では地震によりスロッシングが生じるので、構造物と流体の相互作用を考慮した解析を行うことが必要である。さらに、臨界安全性の観点から耐震解析を行い安全裕度を確認するなどの新規の研究が必要である。

内容

イ. 耐震解析対象の選択

核燃料施設の重要な機器・配管系のうち、耐震安全裕度の解析を行う必要のあるものを選択する。

ロ. 解析コードとデータベースの改良

詳細計算モデルを並列計算機によって高速処理するため、解析コードを並列計算用に改良するとともに、実験データベースの改良を行う。

ハ. 解析データの分析

耐震解析を行う機器・配管系の設計データや既存の実験データを分析し、計算モデル、入力データの作成に資する。

ニ. 数値解析による安全性の評価

詳細計算モデルによる耐震解析を実施し、機器・配管系の耐震安全裕度を明らかにするとともに、簡易計算モデルによる解析の有効性やその妥当性についても評価する。

5. 原子力施設の耐震等の安全性に関する研究

〔7〕新構造システムに関する研究

〔機器免震に関する研究〕

目的

自然地震動を利用して機器免震模擬試験体の応答挙動等の確認試験を行い、得られたデータを用いて機器免震構造化の有効性を明らかにし、プラント安全性の向上と地震リスクの低減に資する。

内容

イ. 自然地震動による機器免震の有効性確認試験

模擬試験体に種々の力学特性を有する免震装置を取り付けた機器免震試験装置を作製し、自然地震動を利用して上下動を含む機器免震構造物の応答挙動や構造信頼性等に関する確認試験を行い、データを取得する。模擬試験体は、周波数特性の異なる多くの地震動が期待し得る太平洋岸サイトに設置する。

ロ. 機器免震有効性評価コードの整備

EBISA (Equipment Base Isolation System Analysis) コードに鉛直地震動に対する応答解析機能を追加する。イ) で得られたデータを開発中の機器免震有効性評価法と評価用コードに反映し、有効性評価の精度向上を図る。このコードを、安全上重要な機器に適用し、免震有効性を評価する。

ハ. 機器免震の地震リスクへの影響の検討

地震 PSA 評価手法を用いて、安全上重要な機器を免震構造化した場合の炉心損傷事故の発生頻度を評価する。非免震での値と比較を行い、免震構造化の地震リスクへの影響について検討する。

5. 原子力施設の耐震等の安全性に関する研究

〔9〕地震 PSA に関する研究

〔地震起因による外部電源喪失事象の検討〕

目的

原子力発電所の地震 PSA において、外部電源喪失事象は重要な起因事象の一つとなっている。そのため、外部電源喪失事象を対象として、発電所外の電力系統も考慮した事故シナリオの分析を行い、地震リスク低減策の検討に資する。

内容

イ. 外部電源喪失時の重要事故シナリオの検討

炉心損傷防止の観点から、重要事故シナリオが同定されつつあるが、発電所外を含めた外部電源系の復旧時間や外部電源系機器の耐力の炉心損傷頻度への影響を検討する。検討に当たっては、安全系設備が健全であるが、外部電源系機器は損傷する可能性のある地震動レベルを重点とする。

ロ. 変電・送電施設の震害事例調査・分析及び損傷確率評価

重要事故シナリオに関連する変圧器や送電鉄塔などの変電・送電施設の震害事例等の調査・分析を行う。その結果に基づき、変電・送電施設の機器の損傷確率を評価し、変電・送電システムの機能喪失状態の検討を行う。

ハ. 外部電源喪失事象への対策案検討に役立つ知見の整理

イ、及びロ. の結果を踏まえ、重要事故シナリオの検討結果や変電・送電施設の損傷確率評価結果、マルチユニットプラントでの地震起因による同時故障の確率なども考慮し、外部電源系の耐震性の向上や早期復旧の具体的な方策の検討に役立てる。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔1〕確率論的安全評価に関する研究

(1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備

〔軽水炉の確率論的安全評価手法の改良と基盤データの整備〕

目的

これまでに開発した確率論的安全評価 (PSA) の手法について、手法適用範囲の拡大と精度の向上を図ることにより、PSA 利用の拡大に資する。

内容

イ. 内的事象 PSA 手法の改良

内的事象の PSA のためのソースターム評価コードについて、シビアアクシデント関連実験の成果に基づいて難揮発性核分裂生成物の放出、一次系内及び格納容器内でのヨウ素の形態変化、格納容器内でのブールスクラビング及びエントレインメント等のモデルの検証、改良を行なうとともに、事故進展解析の精度向上のための熱水力解析及びモデルの改良及び計算高速化のための数値解法の改良を行なう。

ロ. 外的事象 PSA 手法の改良

外的事象 PSA のうち、地震 PSA の手法については、より精度の高い手法を目指して、断層モデル理論に基づいた地震ハザード評価手法や、鉛直地震動及び機器の損傷確率間の相関性等を考慮し得る損傷確率評価法の開発を行なう。その他の外的事象については、我が国で重要となり得るものについて評価手法を整備する。

ハ. 不確実さ解析手法の改良

不確実さ評価については、PSA の各分野間で整合性のある不確実さの定義方法について検討するとともに、一貫した不確実さ伝播解析のためのコードを開発する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備

[圧力容器等損傷確率評価手法の整備]

目的

確率論的破壊力学解析手法を用いて圧力容器や配管等の損傷確率を評価する手法を整備し、原子力発電プラントの高経年化に関する研究や規制活動に資する。

内容

イ. 確率論的破壊力学解析手法の整備

原子炉圧力容器及び配管に関して、製造時の欠陥の存在確率や供用試験中に欠陥が発見される確率、材料の劣化等を考慮して通常運転時の荷重や地震あるいは加圧熱衝撃 (PTS) 等の過渡事象時の荷重により損傷に至る確率を評価するための解析コードを整備する。

ロ. モデルプラント圧力容器の損傷確率評価

モデルプラントを設定し、種々の PTS 事象の発生頻度評価と、各事象発生時のプラントの過渡熱水力解析、応力評価及びその結果に基づく圧力容器の損傷確率評価を実施して、総合的な圧力容器の損傷確率を評価する。さらに、中性子照射量や圧力容器鋼材の特性等に関する感度解析を実施して種々の因子が損傷確率に及ぼす影響を定量化する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備

[再処理施設の PSA 手法に関する研究]

目的

再処理施設 PSA 評価手法の改良・整備を行い、安全評価の実施に資する。

内容

イ. PSA データベースの整備

NUCEF 実験施設運転に伴い得られるデータ等を活用して、機器故障率データを収集し、また、再処理施設の特性を考慮した人的過誤のデータを検討して、データベースとして整備する。

ロ. 高度化事故シーケンス解析手法の開発

事象進展の緩慢さ、運転員の介入による故障回復など再処理施設の特性を的確に取り入れることのできる事故シーケンス解析手法を開発する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(1) 確率論的安全評価手法及びデータの整備

〔地層処分施設の確率論的安全評価に関する研究〕

目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分施設の長期的安全性に対する確率的事象に起因する影響を評価する手法を研究するとともに、パラメータ不確かさ、概念モデル不確かさ、シナリオ不確かさなど長期的評価に付随する不確かさを客観的に推定するための研究を行い、長期的安全性の評価に資する。

内容

イ. 確率的事象に起因する影響評価に関する研究

地層処分施設の安全性に影響を与える可能性のある事象及びプロセスを抽出するとともに、発生頻度を推定するためのデータを収集する。

ロ. パラメータ不確かさの評価

感度解析の結果に基づいて、処分施設及び施設の安全性に影響を与える周辺地層に係る評価モデル（ソースタームモデル及び地層モデル）に含まれるパラメータのうち、重要度の高いものを選定し、パラメータ値の収集、パラメータ値の変動要因の解析、及び個々のパラメータ値の統計分布則の同定を行う。これらの成果に基づいて、不確かさ解析を実施し、各パラメータの不確かさの伝播挙動、及び相対的重要度を明らかにする。

ハ. 概念モデル不確かさの評価手法に関する研究

ソースタームモデル及び地層モデル（施設周辺地層）を対象に、可能性のある複数の概念化を試み、概念化の相違により評価結果がそのような影響をうけるかを解析する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔1〕 確率論的安全評価に関する研究

〔2〕 確率論的安全評価の適用

〔軽水炉モデルプラントのワイドスコープの確率論的安全評価の実施〕

目的

軽水炉モデルプラントの確率論的安全評価（PSA）では、これまで炉心損傷事故、格納容器の破損を伴う事故のように、リスク上ドミナントな事故シーケンスを対象としたレベル2 PSA を実施してきたが、その延長としてレベル3 PSA を実施するとともに、レベル2 PSA の過程で対象外とされた炉心が損傷しない事故、格納容器の破損を伴わない炉心損傷事故等を含めて軽水炉で発生する全事故スペクトラムに対する発生頻度、及び影響の評価を行って軽水炉のリスクプロファイルを把握する。

内容

イ. モデルプラントでのレベル3 PSA の実施

軽水炉モデルプラントを対象に、原研で開発したソースターム評価手法及び環境影響評価手法を用い、国内の気象、人口分布、防災対策の状況等を考慮して、レベル3 PSA を実施する。環境影響評価では、粒子状放射性物質の沈着挙動を考慮する等、ソースタームの特性を反映させる。評価結果については、不確かさ解析を行うとともに様々な事故条件やサイト条件についての感度解析を行い、レベル3 PSA の結果の支配因子を明らかにする。

ロ. リスクプロファイルの評価と分析

軽水炉モデルプラントを対象に、我が国の運転経験から算出した起因事象の発生頻度から、炉心損傷に至らないものを含めて事故シーケンスの発生頻度を評価するとともに、炉心が損傷しない事故については燃料被覆管、一次冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失、及び格納容器の隔離の有無等によりプラント状態を分類する。格納容器が損傷しない事故については格納容器漏洩率を仮定して環境影響を評価する。これらの結果に基づいてリスク曲線を作成し、その支配因子を分析する。

ハ. レベル3 PSA 手順書の作成

PSA の実施経験を基にレベル3 PSA を効率的に実施するための手順書を作成する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

〔1〕 確率論的安全評価に関する研究

〔2〕 確率論的安全評価の適用

〔安全上の課題に対する確率論的安全評価結果の適用〕

目的

原子力規制の一層の体系化に役立てるために、モデルプラントの確率論的安全評価（PSA）の結果を含

めて、国内外の PSA 結果を収集、整理するとともに、その結果を種々の安全上の課題の検討に応用する。
内容

イ. 立地評価事故の想定とソースタームに関する検討

立地評価用事故の想定とソースタームに関して検討するため、これまでのモデルプラントのレベル 2 PSA 及び今後実施されるワイドスコープの PSA から得られる情報に基づき、種々の事故シーケンスに対応する現実的なソースタームの大きさ、放出核種の物理・化学的特性、被曝線量等を分析、整理する。また必要に応じ特定の事故想定に対するソースタームや環境影響の評価を実施し既存 PSA を補足する。

ロ. 軽水炉等の合理的設計の検討

既存の PSA の結果及びワイドスコープの PSA の結果から、炉心損傷を引き起こさないための機能別のシステムの信頼性、格納容器を破損させないための事故緩和系の信頼性等について整理する。これらの結果を基に、従来型及び従来型以外の軽水炉の設計基準事象の選定、重要度分類、信頼性に関する設計要求の設定等を合理的に行う方法を検討する。

ハ. その他の個別的課題の検討

安全性の確保、向上のための種々の課題の検討に PSA の手法を応用する。具体的には、レベル 2 PSA の手法や結果を用いてアクシデント・マネジメント案の有効性の検討を実施するとともに、地震 PSA の結果に基づいて炉心損傷頻度への影響の観点から重要な機器損傷や運転員の対応等を明らかにする。その他軽水炉の安全に係わる課題から PSA の手法や結果が有用と考えられるものを抽出し、適用方法を検討する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[1] 確率論的安全評価に関する研究

(2) 確率論的安全評価の適用

[確率論的安全評価手法による耐震設計評価に係わる課題の検討]

目的

耐震設計評価上の課題について確率論的アプローチを用いて検討し、設計・建設技術の進歩、運転経験の蓄積等の現状を踏まえた耐震設計評価に係わる基準・指針の見直し・改訂に資する。

内容

イ. 想定地震の設定に関する検討

確率論的地震ハザード評価手法を用いて、設計で対象とする想定地震を設定する方法論を確立し、特定のサイトに適用する。その結果を決定論的手法により策定された設計用地震と比較し、確率論的手法の有効性やそれを用いる上での課題を検討する。

ロ. 第四紀層地盤立地に関する検討

地震 PSA 手法を用いて、軽水炉を第四紀層地盤に立地した場合の炉心損傷事故の発生頻度を評価し、第三紀層岩盤に立地した場合のものと比較、検討を行う。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[2] ヒューマンファクタに関する研究

[人間の認知行動特性の研究]

目的

人間の認知行動の特性を解明し、マンマシンシステムの評価及び人間信頼性評価のために必要な基礎・基盤を提供する。

内容

イ. 認知行動の特性と影響因子の研究

原子力施設の異常への対処で重要となる状況の把握、対処方策の決定などの認知過程に影響を及ぼす要因として、対象システムからの要求、インタフェースの情報内容、情報提示の方法などのインタフェース条件と人間の知識、技能などの人間の能力と価値基準などの人間条件がある。これらの要因の影響の特性と法則性を、実験的手法等を用いて明らかにする。

ロ. 人間の認知行動のモデル開発

人的過誤の発生メカニズムを記述・予測できる人的過誤モデルを含めた、人間の認知行動に関する包括的なモデルの開発を行う。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[2] ヒューマンファクタに関する研究

〔マンマシンシステムの評価に関する研究〕

目的

マンマシンインタフェースの高度化、各種支援システムの導入及び自動化の拡大等の新しいマンマシンシステムが、安全性及び信頼性の向上に及ぼす効果を人的因子の観点から評価する手法を確立し、マンマシンシステムの評価に資する。

内容

イ. マンマシンシステム評価手法の開発

原研でこれまで検討してきた実験的手法と分析的手法を統合した評価手法のフレームワークを基に、その詳細化を進め、マンマシンシステム評価の方法論を開発するとともに、その手法を用いてモデルシステムを対象とした評価を実施する。研究を実施するに当たっては、ハルデン計画で実施される関連研究との連携を保ちつつ、同計画で得られるデータおよび知見を有効に利用する。

ロ. 人間機械系動特性シミュレーションシステムの開発

マンマシンシステムの評価のためのツールとして開発した、計算機を用いて運転員の認知行動を模擬するモデルと原子炉系を模擬するモデルを結合した人間・機械系動特性シミュレーションシステムを具体的な評価に適用する。その中で、必要に応じて人間系モデルの改良を行う。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[2] ヒューマンファクタに関する研究

〔人間信頼性評価手法に関する研究〕

目的

人間の認知行動の特性に関する知見等をもとに、原子力発電プラントの運転、保守にかかわる人間の認知行動の信頼性を、より系統的に評価する手法を開発・整備し、原子力施設の確率論的安全評価の高度化に資する。

内容

イ. 人間信頼性評価手法の開発・整備

判断誤りやコミッションエラーをより適切に取り扱う手法の開発などを行い、人間信頼性評価手法の高度化を図る。さらに、これを原研で開発した人間信頼性解析支援ツールの改良に反映させる。

ロ. 人的過誤率データの収集・分析

人的過誤率に関するデータを収集・分析しデータベースを充実させる。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[3] その他の研究

(1) デジタルシステムの信頼性向上に関する研究

〔デジタル制御システムの信頼性向上に関する研究〕

目的

原子力施設において急速に進みつつある安全保護系を含む計測制御設備のデジタル化の動向に対応して、系全体のシステムの信頼性を評価するモデルの構築、特にソフト・ウエアの信頼性を評価するための方法を確立し、これによる信頼度向上を計る。また、評価を容易にする試験ツールの開発を行い、規制上の判断に資する。特に他産業と比して原子力施設では実施例が少ない実状を考慮して、他産業でのデジタルシステム化の現状と海外の原子力施設での実施例の調査を行う。

内容

イ. デジタルシステムの信頼性評価手法の確立

安全上重要なデジタルシステムを中心に、その信頼性を評価するためのモデルの構築法などを含めた評価手法を確立する。

ロ. 評価手法に基づく試験ツールの開発

イ. で確立した評価手法に基づきデジタルシステムの信頼性を評価する試験ツールを開発する。

ハ. 他分野でのデジタルシステム化における信頼性向上技術の現状の調査

他の既導入分野、特に大規模生産設備や各種交通産業におけるデジタルシステム化に関して、多重分散化等、信頼性の確保・向上のための技術の状況を調査し、原子力産業での参考となる事項を摘出する。

ニ. 国際協力に基づく研究

ハルデン計画等の国際協力を通し、海外との情報交換を進め、必要に応じて手法開発等での国際協力に参加する。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[3] その他の研究

(2) 緊急時対応策に関する研究

[緊急時対応策に関する研究]

目的

原子力発電所等で万一の事故が発生した場合の周辺住民の被害をなるべく小さくするための最適化手法の開発整備およびサイト周辺に影響を及ぼすような地震の発生時等を含めた緊急時における情報伝達最適化に係る研究を実施し、緊急時対応策の立案に資する。

内容

イ. 防護対策最適化手法に係る研究

緊急時対応に係わるプラント内外の諸要因、すなわち、ソースターム、環境影響、防護対策実施状況（避難シミュレーション）に係る研究成果を集約、分析するとともに、その被害等を最小化する最適化手法と結合して緊急時対策最適化システムとして整備する。このシステムを用いてモデルサイトを対象に感度解析、ケーススタディを行う。

ロ. 緊急時対応における情報伝達最適化に係る研究

緊急時における関連機関やグループ間の情報伝達手段、周辺住民への広報手段について、地震災害時の事例の調査分析を行うとともに、これらを基に、情報伝達の速さ、確実さについての最適化評価手法の研究を行う。

6. 原子力施設等の確率論的安全評価等に関する研究

[3] その他の研究

(3) 原子力安全データベースに関する研究

[原子力安全データベースの開発]

目的

これまでに実施された安全研究の成果の活用を促進することを目的として、それらの内容・成果を収集・整理し、データベースとして保管・管理する。さらに、今後の安全研究の課題の策定等に役立てることを目的として、国内外の原子力発電所の設計情報、安全規制動向情報、事故・故障情報等の情報をデータベース化する。

内容

イ. 安全研究成果データベースの整備

国が策定した安全研究年次計画等に基づき各研究機関で実施されてきた安全研究の成果を体系的に収集・整理し、いつでも要求に応じて提供できるようにするためのデータベースを整備する。

ロ. 安全解析コード・実験データベースの整備

これまでに開発あるいは導入し、検証・整備した種々の安全解析コードのうち、今後の有用性が高いと考えられるものについて、いつでも必要な時に、容易に使用できる状態に整備する。このために、コードの使用や入力データの作成に際して必要な諸情報や、新たな解析を実施する際に基礎として使用することのできる入力データ等を収集、整理する。

ハ. 原子力安全情報データベースの整備

国内外の原子力発電所の設計情報、安全規制や事故・故障事象等に関する情報を収集・整理し、データベース化する。

3.6 環境放射能安全研究年次計画・第1期（昭和51年度～昭和55年度）

第1部 低線量放射線の影響研究

IV 低線量放射線のヒトへの影響の定量的推定に関する研究課題

3. 内部被ばくによる影響の定量的推定に関する研究

(1) 予備研究

6) 内部被ばくの線量評価上のパラメータについての調査研究

目的

現在のICRP（国際放射線防護委員会）のデータは必ずしも満足すべきものではないので、常時、最新の生物学的パラメータ（ f_a ：経気道により関連臓器に達する割合、 f_w ：同じく経口によるもの、 T_b ：生物学的半減期）などを広く調査、検討し、必要に応じてただちに利用できるよう整理し、一部については実験を行い、パラメータを求める必要がある。

第1部 低線量放射線の影響研究

IV 低線量放射線のヒトへの影響の定量的推定に関する研究課題

3. 内部被ばくによる影響の定量的推定に関する研究

(2) 関連研究

1) 職業人の内部被ばく事故対策

目的

内部被ばくの場合は外部被ばくの場合と異なり、治療的に体内の放射性核種をキレート剤（DTPA等）等の薬物で追出することができるので、この作用機序の解明と、さらに最近、明らかになったキレート剤そのものの催奇形性などの毒性を明らかにする必要がある。また、肺洗滌、手術的摘出などの薬物によらない方法も中型動物を使ってヒトに近い条件での実施の検討が必要である。

第1部 低線量放射線の影響研究

VI トリチウムの生物影響に関する研究の問題点と研究課題

(1) トリチウム製造施設内作業環境及び施設周辺環境におけるトリチウムの動態

目的

ガス状トリチウムが酸化トリチウム及び有機トリチウムに転換する過程に関与する要因について解明するとともに、大気中から地表への移行、土壌中における挙動、植生系への移行等酸化トリチウムの環境中における挙動を明らかにする。

第1部 低線量放射線の影響研究

VI トリチウムの生物影響に関する研究の問題点と研究課題

(2) 大気中トリチウムの人体への取込みと体内におけるトリチウムの動態

目的

空気中トリチウム濃度と尿中トリチウム濃度の関係から人体への取り込みを明らかにするとともに、体内における酸化機構を研究する。また、諸器官の有機物への残留等生体内における酸化機構を研究する。

第2部 被ばく線量評価研究

2. 日本人の生活行動様式に関する調査研究

目的

外部被ばく線量の推定には住居、職場、野外環境における各種放射線源との係わり合いのパターンを知ることが必要であるが、従来この種の情報は極めて少なかった。特に、近年の家屋の材質・構造の変化、都市の過密化、年齢構成の変化及び日本人の生活時間の変化に対応するため、これら流動的な行動様式と放射線被ばくの関連を知るための調査研究を行う必要がある。

内部被ばくに関しても、最近の食習慣の変化に伴う飲食物の構成等の状況を調べるとともに乳児については、母乳・人工栄養の別等を知るための調査を行う必要がある。

原子力施設周辺についても、決定経路や決定住民などを知る上で、食品の生産、流通、消費の構造並びに住民の日常行動の様式の実態を把握することが望まれる。

内容

- (1) 乳児及び幼児のミルク消費量と内部被ばく線量については、その他
- (2) 日本人の生活行動様式の実態調査については、その他

- (3) 原子力施設周辺における食品の生産・流通・消費の実態調査については、国立又はそれに準ずる研究機関／その他
- (4) 原子力施設周辺住民の生活行動様式については、国立又はそれに準ずる研究機関／その他

第2部 被ばく線量評価研究

4. 原子力施設から放出される放射性核種の挙動に関する研究

目的

発電用軽水炉、使用済核燃料再処理施設等から周辺環境へ放出される放射性核種による人の放射線被ばく線量を求めるため、これらが環境より人体に到達する経路の定量的解明を図る。つまり、各種の放射性核種の大気、河川、海洋での拡散、大気塵や水中懸濁物への吸着、表土や植物への沈着と舞上り、土層から水系への移行、陸棲動植物と水棲動植物への移行と蓄積等の諸機構を定量的に解明し定式化を行う必要がある。

安定元素の環境中における分布とその挙動はそれに関連する放射性同位体の挙動解明に役立つのみでなくこれら放射性同位体の挙動自体に与える影響も多大である。従って、安定元素の研究、特に情報に乏しい安定微量元素の研究を実施する必要がある。

放射性核種の挙動の影響に及ぼす環境条件の多数さからして、核種移行に関する信頼性の高いプログラムを早期に確立するために適切な環境模擬実験施設（R I海水魚類飼育水槽、R I用バイオトロン、土層モデル、水系モデル等）を用いての研究を実施していくことが望まれる。

原子力施設より比較的放出量が多く、かつ人体への影響が大きい核種が研究対象として重要なことはもちろんであるが、長年の蓄積によって漸次地域環境における存在量の増加が予想されるヨウ素-129等や科学情報の乏しい超ウラン元素（プルトニウム等）について研究を実施する必要がある。

内容

- (1) 大気中における挙動については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (2) 大気より土壌・水圏・動植物への移行の機構については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (3) 土壌・植物・動物の相互移行における相関については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (4) 表土・水系・水棲生物における移行の機構については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学
- (5) 海洋における挙動については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (6) 海洋生物への移行・蓄積の機構については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他

第2部 被ばく線量評価研究

5. 環境放射能の分布と挙動に関する調査研究

目的

自然放射能に加えて核爆発実験等によって生じた人工放射能が原子力平和利用によるものに対してのバックグラウンド放射能として存在する。

原子力施設に由来する放射能が自然放射能と対比して評価される今日において、自然放射能の研究を、その測定精度を一層向上させて推進するとともに、工業発展や生活近代化に伴うランド量の変化にみられるような自然放射能の地域的また年代的变化についても研究を進めることが必要である。

なお、核爆発実験等によるフォールアウトの環境における分析調査は原子力施設からの放射能とバックグラウンド放射能を識別するために必要なだけではない。放射能調査を正確に実施し、そのデータを整理解析することにより放射線発生源に関する情報が得られ、被ばく線量算定法の確立に大きく寄与する機会が多い。従って、この目的を達成するために適正なサンプリングと精度の高い分析測定によって必要なデータを集積し解析を進める必要がある。

内容

- (1) 大気圏・地圏・水圏における環境放射能の分布と挙動に関する調査研究については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (2) 吸収により人体内に取り込まれる環境放射能の分布と人体への移行機構については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学

- (3) 食物を通じての環境放射能の人体への移行機構については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学
- (4) 環境の各種条件の変化に伴う環境放射能の人間の生活環境における変動については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学

第2部 被ばく線量評価研究

6. 平常時のモニタリング技術に関する調査研究

目的

これまで軽水炉、再処理施設及びフォールアウトを対象としたモニタリングの指針などが主として考えられてきたが、放射性廃棄物の最終処分を含む燃料サイクルに関する諸施設についても対象として調査研究すべきである。

このためには、低レベル放射線（能）の測定法、測定機器を開発するとともにバックグラウンド放射線の影響を排除した場、又は標準γ線フィールドなどを地域ごとに考慮すべきであり、環境放射能については特に標準試料の規格化が必要である。

種々の核種の分析、測定法は一応規準化を含め整備されつつあるが、これらの整備と見直しに当たっては超ウラン元素を含めて常にモニタリングの方法並びにシステムの開発等の研究を行う必要がある。

また、モニタリングの結果からの被ばく線量推定方法の確立や国民線量評価へのアプローチについても研究開発が望まれる。

内容

- (1) 環境放射線（能）測定法の開発と基準化については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (2) モニタリングデータからの被ばく線量計算式については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学
- (3) 原子力施設に起因する放射線（能）バックグラウンド放射線（能）との弁別測定法の開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学
- (4) 低レベル線量測定法及び測定機器の開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (5) 放射性廃棄物の最終処分を含む核燃料サイクルに関する諸施設及び核融合関連施設の環境モニタリングの特異性と対策については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他

第2部 被ばく線量評価研究

7. 異常放出時のモニタリングに関する調査研究

目的

異常時モニタリングで重要なのは迅速性と確実性であり、技術を含めた行動指針が十分検討されていること、得られた情報は一元化してこれを集め解析評価して迅速に災害防止に役立つものであることが必要である。

このための調査研究としては、モニタリング対象域としての影響範囲の推定及び迅速な線量評価に役立つための、迅速な線量測定法、サンプリング技術、核種分析法の開発などあげられる。

また、米国原子力発電所の事故の経験を踏まえ、情報源の適切性、現状の敷地周辺モニターの異常時への適用性、スカイシャインの影響等について再検討が必要と考えられる。

内容

- (1) 放射性雲・放射能水の拡散については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学
- (2) 影響範囲及び線量評価のための計算コードの開発については、国立又はそれに準ずる研究機関
- (3) 迅速分析法及びガンマ線サーベイ法の開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (4) サンプリング方法とモニタリングデータによる線量計算法の開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (5) 放出源モニター及び環境モニターの異常時における信頼度の向上とその開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
- (6) 航空機による放射性プルーム測定システム及び測定法の開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他

- (7) 自動車による地上放射線の測定システム及び測定法の開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
 - (8) 放射性ヨウ素の迅速測定法の開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
 - (9) 異常時の放射線モニタリングシステムについては、国立又はそれに準ずる研究機関／その他
-

第2部 被ばく線量評価研究

8. 異常放出時における環境放射能予測システムに関する研究

目的

異常放出時における防災対策の立案に当たっては、放射性物質の拡散状態及びそれによる周辺住民の被曝線量を、各立地周辺の地形と現実の気象条件のもとで迅速に予測することが必要である。

このため、特に我が国の原子力施設立地周辺の地形の影響を考慮に入れた拡散モデルの開発、気象条件を把握するための気象観測システムの開発に基づき広範囲の放射性物質の分布及びそれによる被ばく線量を予測する手法を開発する必要がある。

また、予測システムに関し各サイト中心で行われる狭域予測システムとさらに広域の予測システムの2つのシステムで構成することを想定し、必要な事項について調査研究を行う必要がある。

同時にこれら解析に必要な地形、人口分布などのデータを調査するとともに、それらのデータをいつでも提供できるようにするためのデータバンクシステムについてもその機能等について調査研究を行う必要がある。

内容

- (1) 地域予測システムの開発については、国立又はそれに準ずる研究機関
 - (2) 地形を考慮した拡散モデルの開発（風洞実験を含む。）については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学／その他
 - (3) 広域予測システムの開発については、国立又はそれに準ずる研究機関／国公立大学
 - (4) データ・バンクの調査整備については、国立又はそれに準ずる研究機関／その他
-

3.7 環境放射能安全研究年次計画・第2期（昭和56年度～昭和60年度）

1. 放射性物質及び放射線の分布と挙動並びに被ばく線量評価

(1) 環境における放射性物質の分布と挙動

1 大気中における挙動に関する研究

目的

大気中に存在する放射性物質としては、原子力施設からガス又はエアロゾルという形で放出される放射性物質と天然に最初から存在する放射性物質、さらに核実験による放射性物質等がある。

本研究の最終的目標は、これらすべての放射性物質ごとに、その分布と挙動を明らかにするとともに、線量評価に必要な拡散・移行モデルを確立することである。しかし、当面の目標は、原子力施設から放出される放射性物質の分布と挙動をバックグラウンドと弁別して明らかにするとともに、その拡散・移行モデルを開発することである。

従来から、フオールアウトを含め、放射性物質の大気中の挙動に関する研究は数多く行われており、ガス状の放射性物質についてはかなり知られつつあるので、今後は、放射性エアロゾル及び核燃料サイクルに係わる核種に焦点を当てていく必要がある。

内容

（当面5年間の研究内容）

放射性エアロゾルについては、環境中での変化が激しいため、従来、余り明らかになっておらず、ヨウ素等を中心に積極的に研究を行う。また、核燃料サイクル、特に再処理に伴う超ウラン元素及びトリチウム等について、研究を進める。さらに、大気圏と陸上生態系との境界領域的な課題、たとえば、地表、植物等への放射性物質の沈着、逆にそれらからの再浮遊現象などについても研究を行う。

一方、放射性物質の拡散・移行モデルについては、従来、多くの研究成果があり、ほぼ当面の目標に近づきつつあるが、今後、局所的な環境条件（微風、地表の障害物、地形等）を考慮したモデル及び沈降・降雨による洗浄効果のモデルの開発を進める。

（実施機関及び分担）

放射性エアロゾル及び大気圏と陸上生態系の境界領域的な課題については、放射線医学総合研究所及び日本原子力研究所を中心に、超ウラン元素及びトリチウムについては、放射線医学総合研究所及び動力炉・核燃料開発事業団を中心に、それぞれ大学の協力の下に実施する。また、拡散・移行モデルについては、日本原子力研究所を中心に実施する。

1. 放射性物質及び放射線の分布と挙動並びに被ばく線量評価

(1) 環境における放射性物質の分布と挙動

2 陸上生態系における挙動に関する研究

目的

我が国においては、気候的条件や植生などに係わる地域特性が特に大きいので、被ばく線量評価に当たっては、我が国の地域的特殊性に立脚したモデルの開発が必要となる。

日本における研究のほとんどは、核実験による放射性降下物に限られていて、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 以外には注目に値する研究例は少ない。放射性物質の挙動に関するモデルの概念設計が最近になって論じられるに到ったが、計算にあたって導入する各種のパラメータに不確定性が残っており、また体系的に整備されていないのが現状である。

従って、放射性物質の挙動に関する総合的なモデルの確立を最終目標として、当面5年間は、原子力施設に関連する各種の放射性核種に焦点を当て、土壌-水系、土壌-植物系の各種パラメータを求める実験を重点的に推進する。

内容

（当面5年間の研究内容）

地表及び地中に漏出した放射性物質のうち、最終的に内部被ばくに係わるものの動きは、水の動きと密接に関連することに留意し、地域特性を考慮した陸水の動きと、それに関連する放射性物質の動きを解明するモデルを開発し、計算に用いるパラメータをR I トレーサ-室内模擬実験等によって求める。

土壌-植物系における放射性物質の移動については、水田土壌-水稻についての研究の他には、信頼に足る知見がほとんど得られていないので、R I 実験用植物栽培装置を用いての実験データの集積とその解

析を行う。

(実施機関及び分担)

土壌-水系を対象とした研究のうち、水理モデルについては、農業土木試験場及び大学を中心に、R I トレーサーを用いた模擬実験は、放射線医学総合研究所及び日本原子力研究所を中心に実施する。

土壌-植物系を対象とした研究は、放射線医学総合研究所を中心に実施する。

1. 放射性物質及び放射線の分布と挙動並びに被ばく線量評価

(1) 環境における放射性物質の分布と挙動

3 海洋生態系における挙動に関する研究

目的

放射性核種の生物濃縮に関しては、過去10年余にわたって集中的な研究が実施されてきており、魚類の ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 等の分析測定データと、活魚飼育R I 実験データとから、これら核種の濃縮係数はほぼ確立しつつある。また、原子力施設の低放射性液体廃棄物に含まれる ^{106}Ru 、 ^{60}Co 等についても、活魚飼育R I 実験により、日本沿岸魚介藻類への移行と排泄に関する生物学的データが集積され、これら核種の生物濃縮の機構が解明されつつある。また海水、堆積物、懸濁物と生物間での放射性物質移行の相関関係もある程度得られてきている。

今後は、これらの研究をさらに推進することによって、生物濃縮に影響を及ぼす諸因子を評価し、被ばく線量評価に当たって必要なより現実的な濃縮係数を求める。

一方、海洋拡散については、沿岸拡散の観測と研究をさらに充実するとともに、深海に関しては、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 等の鉛直分布の調査及び海底土等の吸着に関する研究を行い、放射性物質の移動機構を解明する。

内容

(当面5年間の研究内容)

生物濃縮については

○ 沿岸海洋試料中の放射性核種(^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{144}Ce 、 ^{106}Ru 、 ^{95}Zr 、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^3H 、超ウラン元素等)の分布を実測して、一般則の設定を図る。

○ 海洋試料中の安定元素を分析し、試料中濃度や試料間の量的関係(濃縮係数、分配係数等)を求める。

○ トレーサー実験により、海洋における各種試料相互間での放射性核種の分布、移行率を求めるとともに、それに影響を与える諸因子の寄与の程度を求める。

海洋拡散については、沿岸と深海の拡散に関する観測精度の向上を図るとともに、深海については、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 等の鉛直分布の調査及び海底土等の吸着に関する研究を行い、放射性物質の移動を解明する。

(実施機関及び分担)

生物濃縮については、物理・化学形の生物濃縮に与える影響を大学で研究する他、放射線医学総合研究所を中心に研究を行う。

海洋拡散については、放射線医学総合研究所等国立試験研究機関、日本原子力研究所、動力炉・核燃料開発事業団及び大学において研究を行う。

1. 放射性物質及び放射線の分布と挙動並びに被ばく線量評価

(2) 環境における放射線の特性と挙動

1 β 線及び中性子線外部線量の評価に関する研究

目的

放射線を外部から受けたときの人体各部の被ばく線量は、放射線の種類、エネルギー及び方向によって大きく異なっている。従来はこのような場合、大まかに全身線量と皮膚線量とに分けて評価する方法がとられており、身体内部の器官線量については、 γ 線による生殖腺及び骨髄線量に関するICRP pub. 21及び日本原子力研究所のデータがあるのみである。

一方、ICRP pub. 26により、放射線防護の目的に対して、線量当量指標の使用が勧告されている。これに対応するため、不均等被ばくをもたらす β 線、中性子線及び低エネルギー光子について、深部器官線量及び線量当量指標の評価方法を確立する必要がある。

内容

(当面5年間の研究内容)

研究は、ファントムを用いた実験及び計算の両面から行うことが望まれる。放射線のエネルギーは光子については特に0.1 MeV以下、また、β線及び中性子線については、環境におけるいくつかの代表的な値とする。入射方向についても、環境放射線被ばくにおいて典型的と考えられる方向を選択するものとする。

(実施機関及び分担)

β線及び低エネルギー光子については、日本原子力研究所を中心に、中性子については、放射線医学総合研究所を中心に実施する。

1. 放射性物質及び放射線の分布と挙動並びに被ばく線量評価

(3) 被ばく線量評価

4 国民線量に関する調査研究

目的

国民線量の評価は、個々の調査・研究から得られる情報を総合することによってなされる。現在までに日本全国にわたる屋外空間放射線量率(自然放射線)の調査データがまとまり、次いで屋内の空間放射線量率の調査が開始された。また、診断、治療による放射線被ばく線量(遺伝有意線量、平均骨髄線量など)の調査研究データが得られており、また、放射線従事者の職業被ばく線量の調査も進められてきた。原子力利用による放射性物質の国民線量への寄与は現在のところ小さいが、今後ともこれらの研究を進める必要がある。

内容

(当面5年間の研究内容)

自然放射線源としては、我が国における屋内空間線量率の調査、体内被ばくとして特徴的な屋内のラドンとその娘核種の濃度測定の研究を行う。これに並行して、国民の生活様式の調査データを整備する。

人工放射線源としては核実験と原子力施設に由来する ^{85}Kr ・ ^{14}C ・ ^3H の環境中濃度の調査研究が集団線量評価に重要である。また、医療被ばく及び職業被ばくについても、5年サイクルで調査を実施する。

(実施機関)

被ばく線量の調査は、放射線医学総合研究所を中心に、バックデータの調査は日本原子力研究所を中心に実施する。

2. 環境放射線(能)のモニタリング技術

1 環境放射線の測定法に関する研究

目的

環境の低レベルγ線を対象とした測定機器は信頼性の高い機種の開発が進み、実用化も進んでいる。測定法については、主として原子力施設を対象に、自然放射線、原子力施設からの放射性物質由来の放射線、原子力施設からの直達及びスカイシャイン放射線等起因別に分離して評価する方向で研究が進展しており、一部実用化されている。

これら環境モニタリングに使用されている各種電離箱、NaI(Tl)検出器及び熱蛍光線量形については、特性、精度等の比較調査をさらに進め基準化する必要がある。また自然環境下で長期間連続使用する実用器については、環境条件の変動による誤差の低減法等も確立する必要がある。

一方、現在研究目的に使用されているGe半導体検出器等によるγ線情報解析法のモニタリングへの適用が期待される。また加速器周辺の高エネルギーγ線及び中性子線の測定も促進されるべきである。

内容

(当面5年間の研究内容)

各種測定器のエネルギー特性、感度、方向特性、精度等の測定上の特性及びデータ解析上の特性を明らかにし、精度、確度の向上を図る。

また、原子炉、加速器等からのスカイシャインγ線及び中性子線の線量寄与の分離測定評価法に関する研究を進める。

地形、地質、高度、地表面状態等各種環境条件におけるγ線、宇宙線、ラドン濃度の実測データを蓄積し、これらの解析を進めて平常時及び緊急時モニタリングにおける放射線バックグラウンドに関する基礎データを整備する。

これらの研究結果に基づき、モニタリング方式及び機器の基準化に関する研究開発を進める。即ち、特性の規格化等に重点をおいた研究、また熱蛍光線量計等も含む測定システムの基準化、施設寄与 γ 線測定の基準化などに関する研究を行う。また、校正方法の基準化に関する研究を進める。

(実施機関)

放射線医学総合研究所、電子技術総合研究所、日本原子力研究所及び大学を中心に実施する。

2. 環境放射線(能)のモニタリング技術

2 環境放射線の測定法に関する研究

目的

環境放射能モニタリング技術に関しては、対象とする地点及び試料、さらにサンプリング方法の問題を含め、従来用いられている諸技術の再検討を行うとともに、新しい分析測定法、測定器を開発し、より合理的・効果的な方式を確立する必要がある。

また、今後の原子力利用の進展に即応したモニタリング技術の確立は、今後の検討課題として残された大きな事柄であり、それらについての研究を進める必要がある。

一方、生物等による放射性核種の選択的濃縮を利用して、環境の放射能水準を評価する方法は、一般に簡便である上、生物の年齢差を利用して過去にさかのぼって放射能水準を評価することが可能であるなどの利点があるので、そのモニタリングへの適用の可能性等について検討する必要がある。

その他、現在既に数多く蓄積されているモニタリングデータの総合的な解析評価の方式についても検討確立する必要がある。

内容

(当面5年間の研究内容)

(1) モニタリング技術の改良・開発

モニタリングのための環境試料の測定方法については、既に定常的な方法がいくつか確立されており、現実に使われている。しかし、サンプリング、試料濃縮等になお検討を要する課題があるので、それらについて検討するとともに、さらに高効率の測定法、新しい検出器の導入、In Situ 測定の有効な適用とそれらに関連する基礎研究を充実する。

また、原子力利用の進展に伴い、今後、軟 β 核種、 α 核種が重要となるため、これらについてのサンプリング、対象試料選択の問題も含めて、定常的な測定法の確立を図る必要がある。即ち、新しい濃縮法、化学分離法の開発を図るとともに、その測定についても液体シンチレーション測定法を積極的に導入し、その際の核種弁別技術等についても研究する。

さらに、廃棄物の貯蔵及び海洋投棄に伴うモニタリング方法についても検討する。

(2) 生物濃縮のモニタリングへの適用

放射能のモニタリングに生物を利用する方法は、概してデータのバラツキが生じ勝ちである。これは、放射性核種の生物濃縮に際して、温度、光等の環境因子の影響が大きいことによる。従って、植物、魚介藻類を対象として、生物濃縮に係わる環境要因を生物学的、生化学的に究明し、サンプリング法と測定データの補正法の確立に資する。

(実施機関)

モニタリング技術の改良・開発については、放射線医学総合研究所、日本原子力研究所、日本分析センター及び大学を中心に、生物濃縮のモニタリングへの適用については、放射線医学総合研究所及び大学を中心に実施する。

6. 放射性物質異常放出時の安全確保

(1) 緊急時のモニタリング

1 放射性ヨウ素等の迅速分析法及び γ 線サーベイ法に関する研究

目的

緊急時に放出が予想される核種のうち最も重要視されるのは放射性ヨウ素及び放射性希ガスである。これらの採取法、分析測定法はかなり研究開発が進んでいるが、それらを緊急時に適用するためには迅速化、簡便化、装置の可搬化等を図る必要がある。特に放射性ヨウ素と放射性希ガスの分離測定法について検討する必要がある。また、 γ 線モニタ、サーベイメータの広線量域化を図るとともに、移動設置型モニタを早急に開発する必要がある。

内容

(当面5年間の研究内容)

放射性ヨウ素の迅速サンプリング測定法、ヨウ素・希ガス比の迅速決定法等について研究を進め、総合的な評価システムを完成させる。

γ 線サーベイ関係としては、緊急時の広い線量率範囲に適用できる携帯型測定器の開発を行うとともに、緊急時のモニタリングネットを補うため、検出器から記録計までを一体として組んだ移動設置型の線量率計の開発を行う。

(実施機関)

日本原子力研究所を中心に実施する。

6. 放射性物質異常放出時の安全確保

(1) 緊急時のモニタリング

2 航空機及び自動車によるサーベイシステムに関する研究

目的

緊急時サーベイにおいては、測定機器、通信機器を搭載した航空機、自動車等が迅速かつ広範囲にわたる機動性から考えて主力となると考えられる。現在自動車による走行サーベイは研究開発が進んでいるが、航空機については、我が国では今後の課題である。これらはデータ解析まで含めシステム化されることが重要である。

内容

(当面5年間の研究内容)

航空機及び自動車を使った緊急時サーベイシステムを、(2)で述べる環境放射能予測システムとの整合性を保ちつつ開発する。

(1) 自動車サーベイ

既存のシステムの整備・充実を図るとともに、それを用いてバックグラウンド放射線の測定と解析を進め、緊急時に必要な基礎データの整備を図る。

(2) 航空機サーベイ

飛行機、ヘイリコプタ等に搭載して、 γ 線、放射性希ガス、放射性ヨウ素等を自動測定・記録するシステムと、測定解析技術を開発する。大型NaI(Tl)検出器等を用い、線量・線束・スペクトル分布の測定・データ処理・記録を行う放射線計測装置、位置自動計測装置、放射性希ガス・粒子状放射性物質採取計測機器、気象観測機器、通信機器等のシステム化を行い、線源実験等を経てシステムの総合的完成を図る。

(実施機関及び分担)

自動車サーベイについては、大学の協力を得て日本原子力研究所を中心に、航空機サーベイについては理化学研究所の協力を得て日本原子力研究所を中心に実施する。

6. 放射性物質異常放出時の安全確保

(1) 緊急時のモニタリング

3 放出源モニタ及び環境モニタの緊急時における信頼性の向上に関する研究

目的

原子力施設における緊急時の初期判断及び異常事象進展の判断を的確に行うためには、放出源モニタ及び環境モニタから得られる情報が第一義的に重要であり、その高度の信頼性が要求される。

放出源モニタの構成要素について、通常とは異なる条件下における正常な作動を確認するとともに、高濃度の希ガス中におけるヨウ素の測定法等の開発が必要である。

環境モニタに関しては、放出核種の組成とそれぞれの量及び時間経過に伴う変化等の情報を直接かつ迅速に取得、確保し得る方法を開発しておく必要がある。

内容

(当面5年間の研究内容)

現在のスタックモニタ等の検出・計数装置は一般に低レベルの測定を前提としているため、緊急時の高レベル測定においては十分機能しないことが予測される。このため、低レベルから最大放出量レベルまでの広領域測定が可能であり、かつ、正常に作動することが保証されるような測定方式を開発する。また、想定される緊急時の環境条件の下で、スタックモニタ等を正常に作動させるための対策を検討するとともに、正常に作動していることを確認する方法を開発する。

環境モニタについても、緊急時の高線量率レベルにおいても測定が可能であり、かつ、信頼性の高い測定方式を開発する。また、得られた情報の伝送方式についても検討する。

(実施機関)

日本原子力研究所を中心に実施する。

6. 放射性物質異常放出時の安全確保

(2) 緊急時環境放射能予測システム

2 各種環境条件下における拡散モデルの開発

目的

現在用いられているパスキルの拡散モデルは直線流跡線モデルであり、現実の条件に適用する柔軟性に欠ける。このため放出条件の時間的変化、風速場の時間的・空間的変化等を考慮しうるパフ型拡散モデル、さらに各種環境条件を考慮する際に柔軟性の大きいセル内粒子型モデル等を風速場モデルとの整合性を考慮しつつ開発する必要がある。また、現在特に考慮されていない降雨による洗浄効果等も降雨域の予測と関連させて組み入れ得るモデルを開発する必要がある。

内容

(当面5年間の研究内容)

狭域拡散に対するパフ型拡散モデルを開発する。次いで、セル内粒子型モデルの考えに沿った拡散モデル等を逐次開発して狭域及び広域拡散に適用する。

特定地域において、水平な線状源からの鉛直拡散など、狙いをしぼった拡散実験を行い実験手法を開発するとともにデータの蓄積を図る。次いで、風速場モデル及び拡散モデルの開発状況に合わせ、単純な地形及び複雑な地形の代表地域を選定してモデルの有効性実証のための総合的大気拡散実験を行う。

風洞実験を用いた風の構造のシミュレーション実験にあわせて拡散のシミュレーション実験を行い、モデルの開発及び実証に役立てる。

(実施機関)

気象研究所、日本原子力研究所及び日本気象協会を中心に実施する。

6. 放射性物質異常放出時の安全確保

(2) 緊急時環境放射能予測システム

3 被ばく線量予測モデルの開発

目的

緊急時の防災対策には被ばく線量の予測情報が極めて重要である。

このため前2項のモデルによる濃度分布の予測結果と、線量評価のパラメータ及び人口分布その他あらかじめデータバンクに用意されたデータを組合せて緊急時防災対策に必要な被ばく線量評価を行うモデルを開発する。

内容

(当面5年間の研究内容)

外部被ばく線量評価に関しては前2項の研究開発により可能となる放射性物質の空間分布及び地表面分布からγ線の線量率分布を迅速に計算するモデルを開発する。

内部被ばくについては放射性物質の空間分布及び地表面分布に基づき、飲料水、食物等に含まれる核種別放射エネルギーを迅速に求めるモデルを開発する。

これらから、人口分布等を考慮に入れて、個人及び集団線量を評価するモデル及び防災対策等の被ばく線量低減効果の評価モデルを開発する。

(実施機関)

日本原子力研究所を中心に実施する。

6. 放射性物質異常放出時の安全確保

(2) 緊急時環境放射能予測システム

4 データバンクを含む総合システムの検討

目的

前3項で開発される計算予測システムを組合せ、またモニタリングの結果との組合せも考慮して、防災対策上必要とされる放射線防護上の情報を提供し得る総合システムについて検討する。

また、緊急時の被ばく線量評価に使用すべき各種パラメータ、地域ごとの環境データを整備するととも

に、これらのデータの編集方法等についても検討する。

内容

(当面5年間の研究内容)

総合システムとしては、地域ごとに整備されつつある環境モニタリング体制における情報の流れと処理に着目した標準的なシステムを想定して概念設計を行う。次いで、このうちの予測システムについては中央で運営されることを想定して、使用計算機、入力システム等を検討し、前3項のモデルの開発に合わせて詳細設計に着手する。

一方、線量評価上のパラメータの収集と検討、各サイト周辺の人口分布、自然放射能を含むバックグラウンド等の調査を行うとともに、これらのデータの編集方法等データバンク設置のための検討を進める。これは主として線量評価システムとの関連で進められるが、気象予測の統計的予測方法に用いる気象資料等もデータバンクに収納することを検討する。

(実施機関)

放射線医学総合研究所の協力を得て日本原子力研究所を中心に実施する。

6. 放射性物質異常放出時の安全確保

(2) 緊急時環境放射能予測システム

5 家屋等の放射線(能)防護効果に関する研究

目的

原子力施設等から放出された放射性物質が施設外へ移行、拡散した場合、当該地域住民に対して屋内退避又は避難等の行動を的確に指示しなければならない。そのため家屋等の放射線遮へい効果(主として放射性希ガス)及び放射性物質(主として放射性ヨウ素)の屋内流入を防ぐ気密性等について、種々の条件を考慮して明らかにしておく必要がある。

内容

(当面5年間の研究内容)

家屋等の放射線遮へい効果について、我が国の代表的建物としてコンクリート建築物並びに瓦、カラーベスト、トタン等の屋根材を使用した木造住宅及びプレハブ住宅を選び希ガス放射線を代表するエネルギー範囲(0.05~2MeV)の γ 線に対する屋根及び側壁の遮へい効果をそれぞれの建築素材を用いた実験と計算により求める。これらの基礎データを用いて、体積線源により照射を受けた場合の遮蔽効果と被ばく線量を計算により求める。

家屋の気密性について、モデル建家及び実際の建屋を対象として、非放射性物質を用い、換気率との関係において、家屋内への流入率を調査する。これらの実験結果を基礎として、代表的家屋の主として放射性ヨウ素に対する気密効果を評価する。

(実施機関)

建築研究所及び日本原子力研究所を中心に実施する。

3.8 環境放射能安全研究年次計画・第3期（昭和61年度～平成2年度）

(I) 環境線量研究

1. 放射線及び放射性物質の分布と特性に関する研究

(1) [生活環境における空間放射線のレベルと特性及び変動要因に関する研究]

目的

環境放射線による被ばく線量の評価に実効線量当量の考え方が採用されるとともに、自然放射線（能）に対しても対策線量レベルを定める機運が国際的に高まっている。このため、実効線量当量の評価と被ばく線量分布に着目した実態調査と解析、被ばくのモデル化を行い、日本における基礎データを正確に把握する。

内容

一般自然環境中、居住環境中に存在する通常及び特殊な被ばく形態のもとでの放射線、放射能のレベルを把握し、その時間、地域、場所等による変動の調査解析を行う。

また、環境中での被ばくの要因を空間、時間変化を考慮しながら定性的、定量的に分析し、自然環境中における被ばく形態をモデル化する。

(I) 環境線量研究

1. 放射線及び放射性物質の分布と特性に関する研究

(2) [生活環境におけるラドン・トロンとその娘核種の静的動的分布に関する研究]

目的

生活環境におけるラドン・トロンとその娘核種の特性と挙動を把握し、これらの核種を吸入・摂取することにより受ける内部被ばく線量評価に資する。

内容

(イ) 生活環境におけるラドン・トロンとその娘核種の特性と挙動の把握及び濃度レベルの把握

(ロ) モデルハウス等による住居内空気中ラドン・トロンとその娘核種の特性と挙動の把握及びその変動要因に関する研究

(ハ) ラドン等の広域分布に関する研究

(I) 環境線量研究

1. 放射線及び放射性物質の分布と特性に関する研究

(3) [施設周辺における中性子場の特性に関する研究]

目的

研究用、産業用及び医療用加速器その他の施設周辺の漏洩中性子及び付随する γ 線のエネルギー分布や線量分布を調査し、その特性を明らかにし、被ばく線量評価及び環境中性子線モニタリング手法の確立に資する。

内容

(イ) 中性子場計算コードの開発

モンテカルロ法等を使った施設周辺環境の中性子場計算コードの開発を行う。また、実測値との比較等により精度の検証とコードの改良を進める。

(ロ) エネルギー及び線量分布の測定

医療用加速器その他高エネルギー加速器を含む各種施設内外の中性子のエネルギー分布と線量の測定を行い、特性を調査する。

(ハ) 漏洩中性子場の特性解析

各種施設周辺での測定調査結果とモンテカルロ法などを用いた計算結果との比較により、それぞれの施設について漏洩中性子の特性を決定する。

(I) 環境線量研究

1. 放射線及び放射性物質の分布と特性に関する研究

(4) [環境中における種々の放射性核種の分布と挙動に関する研究]

目的

原子力施設から環境中に放出された超ウラン元素等の人工放射性核種、及び天然に存在する放射性核種の分布と挙動を解明する。

内容

- (イ) 表土及び海底土中の超ウラン元素、 ^{90}Sr 及び ^{137}Cs の濃度と深度分布を求める。
- (ロ) 陸上環境試料中における ^{129}I 及び ^{99}Tc の濃度を分析測定する。
- (ハ) 陸水、沿岸海水等の中のトリチウムを測定し、各水系における経時変動、変動幅等の解析を行う。
- (ニ) 環境中のウラン系列、トリチウム系列核種、 ^{40}K 、 ^{7}Be 等の分析測定により、広域的な分布と変動幅を解析する。

(I) 環境線量研究

2. 環境から人への放射性物質の移行に関する研究

(1) [放射性物質の大気拡散及び沈着に関する研究]

目的

大気中の拡散・沈着現象を実験及び理論解析により解明し、より現実的評価により、原子力施設から大気中に放出された放射性物質による公衆の被ばく線量評価に資する。

内容

- (イ) 拡散を支配する気象パラメータの把握のため、高度1 Km程度までの風向・風速及び気温の遠隔測定用測器を開発し、観測及びデータ解析を行い、拡散パラメータの推定法を開発する。
- (ロ) 複雑地形を対象に野外拡散実験及び風洞実験を行い、地形効果等を解明する。
- (ハ) 力学モデル等を用いた大気拡散基本数値モデルを開発する。
- (ニ) 大気中から地表面への沈着につき、沈着率測定器を開発し、大気中放射性エアロゾルの粒径分布測定及び沈着率測定を行うと共に、模擬装置による沈着実験を行い、地表面沈着モデルを開発する。

(I) 環境線量研究

2. 環境から人への放射性物質の移行に関する研究

(2) [海洋における放射性物質の移行に関する研究]

目的

原子力施設から海洋中に放出される放射性物質の海洋における拡散、海底土蓄積など、海洋環境中での分布と挙動を解明し、海水-海水中懸濁物-海底土間での放射性物質の移行と蓄積のメカニズムを検討する。これらの過程に関する基礎データの収集、蓄積を図り、海洋拡散、移行を予測するための数値解析モデルを開発する。

内容

(イ) 海洋における拡散に関する研究

海水中の水平及び鉛直拡散移動に伴っておこる放射性物質の海中拡散の様態を明らかにする。特に深海における拡散に注目するとともに、解析の基礎データとしての海象観測データの整備を図る。

(ロ) 海水中における放射性核種及び安定同位元素の存在形態に関する研究

放射性核種の海水中的挙動に影響する因子である物理的、化学的な存在形態、対応する安定同位元素、同族元素の存在形態や存在量等を解明して海洋における元素循環の地球化学的な解析を行う。

(ハ) 放射性核種の移動に与える海水中懸濁物の影響に関する研究

R Iトレーサー室内実験によって、また、現存する ^{90}Sr 、 ^{239}Pu 等については、実際の海洋試料を分析測定して得たデータを解析して、海水中における各種の懸濁物(粒子状物質)への放射性核種の吸着と脱離に関連しての挙動を解明する。

(ニ) 海水中放射性物質の海水中懸濁物-海底土間の相互移行

海水中放射性物質の物理・化学的性質について、その実態を把握するとともに、海水中懸濁物、海底土への吸着、脱離に関し調査及び実験を行い、パラメータの設定に資する。

(ホ) 移行予測モデルの開発

海洋拡散、海底土蓄積の評価解析のための数値解析モデル、計算コードを組み立て、これを用いてシミュレーションを実施し、モデル及びコード改良に反映させる。また、計算コードと拡散・移行のデータを組み合わせ、海洋拡散、海底土蓄積等、海水中の放射性物質の挙動と分布を解析するモデルを開発する。

(I) 環境線量研究

2. 環境から人への放射性物質の移行に関する研究

(4) [放射性物質の土壌及び浅地層中での挙動に関する研究]

目的

土壌及び浅地層中での放射性核種、特に長寿命核種の吸着、脱離、化学形の変化、移動速度等を実験によって究明し、これらのデータを用いて地下水系への移行、植物への移行等を通じての人体の放射線内部被ばく線量並びに表土からの外部被ばく線量を予測する計算モデルを確立する。

内容

(イ) 土壌中での移行に関する研究

放射性核種の土壌における分配係数や溶脱率等を求めて、放出源からの各種の放射性核種の分布状態や移動速度等を予測する計算モデルを設定する。

(ロ) 耕土における存在形態に関する研究

耕土に侵入した放射性物質が、植物へ吸収され得る形態(可給態)として存在する程度を把握するための溶媒抽出法の確立をはかり、日本の代表的な耕土について長寿命核種の存在形態とその年代的変遷を追求する。

(ハ) 天然長半減期核種及び超ウラン元素の地層中における移行に関する研究

ウラン鉱さいを利用し、実験及びフィールド試験によりU, Th, Ra等の浅地層中の挙動を把握する。

(I) 環境線量研究

2. 環境から人への放射性物質の移行に関する研究

(6) [環境中におけるトリチウムの移行に関する研究]

目的

環境中に放出されたトリチウムガス及びトリチウム水蒸気が人体に取り込まれるまでの移行経路や移行率を明らかにするとともに、環境条件下におけるトリチウムガスからトリチウム水蒸気への転換率を明らかにし、被ばく線量評価に資する。

内容

(イ) 大気、雨水及び陸上植物等の環境試料中のトリチウム濃度を測定することにより、トリチウムのそれらの媒体間の移行パラメータを決定する。

(ロ) 環境中に放出されたトリチウムガスの光化学反応、生物化学反応、あるいは種々の表面材料の触媒反応等によるトリチウム水蒸気への転換率、並びにこれらの反応を通して土壌、植物へ沈着する速度を調べる。

(ハ) トリチウム有機体等の摂取形態、摂取時期による植物体内動態の差を解明する。

(I) 環境線量研究

2. 環境から人への放射性物質の移行に関する研究

(7) [長半減期核種の蓄積と移行に関する調査研究]

目的

再処理施設等の原子力施設の環境安全評価に資するため、土壌、葉菜等の各種環境試料を対象に ^{129}I 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am 等の長半減期核種の測定を行い、これらの核種の環境中での挙動を把握する。

内容

(イ) 蓄積傾向の把握

長期的な観点から蓄積傾向を把握するため、土壌及び海底土を主対象に長半減期核種の測定を行う。

(ロ) 移行に関する調査、研究

大気から土壌、農畜産物等を介して人間へ至るまでの種々の径路を想定し、安全評価上特に重要な径路を対象に長半減期核種の測定を行って、データの蓄積を図り、移行係数、分配係数等の諸パラメータを求める。

(I) 環境線量研究

4. 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(1) [生活環境における被ばく線量の総合的算定に関する研究]

目的

現在までに蓄積された放射生態学的データや人体データ、ソースターム、社会学的・人間行動学的知見を用いて総合的な被ばく線量算定モデルを構築し、それを用いて環境及び人体中の放射性物質並びに自然あるいは人工放射線によって生ずる被ばく線量を、実効線量当量として線源ごとに個人及び集団について算定する。

内容

(イ) 自然放射線による外部被ばく線量の算定に関する研究

建物内、外の空間線量を調査し、季節変動、滞在時間等を考慮して線量を把握する。また、コンピュータシミュレーションによる居住環境における体外被ばく線量と変動幅の推定を行う。

(ロ) 自然放射性物質による内部被ばく線量の算定に関する研究

(1) ラドン・トロン (娘核種) による線量

放射性物質の環境中の濃度、建築材料から発生する濃度の変動に与える気象条件の影響、モデル家屋を用いた換気量とラドンなどガス濃度の変化との関連について調べ、社会学的データを考慮して、線量を算定する。

(2) その他の核種 (40K、7Beなど)

これらの自然放射性核種による内部、外部被ばくについて、社会学的データを考慮して、個人及び集団の線量を算定する。

(ハ) 医療上の被ばくによる集団線量の推定に関する研究

放射線の医学利用の実態を定期的に調査し、その実態に則した使用条件で、ファントム実験により臓器・組織線量を測定して、線量を推定する。

X線診断、集団検診、歯科X線撮影、核医学診断及び放射線治療に関する線量を推定する。

(ニ) 核実験降下物からの被ばくによる線量の推定に関する研究

核実験降下物 (137Cs、90Sr、131I等) に被ばくすることで、現在までに受けた線量を算定し、将来受けることになる線量を予測する。

(ホ) 一般消費財等による線量の推定に関する研究

人口分布、動態などの社会学的要素を考慮して石炭火力発電等により過去に与えられた線量を算定し、線量の変動の予測について研究する。一般商品についても、消費量、利用者数等の社会的要素を考慮して、同様な線量算定を行う。

(ヘ) 職業上の被ばくによる集団線量の推定

医療や原子力施設などの放射線作業従事者の個人被ばく線量を集計し、ファントム実験などにより測定したデータを用いて、放射線作業従事者について集団線量を推定する。

(ト) 核燃料サイクルからの放出放射能による線量の推定に関する研究

核燃料サイクルの各段階からの放出放射能による国民の被ばく線量を種々のモデルを用いて算定する。

(1) 環境線量研究

4. 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(2) [大気拡散数値モデルによる線量評価手法の開発]

目的

緊急時の迅速被ばく線量予測システムSPEEDIの開発経験を踏まえ、原子力施設に対する合理的な安全審査技術の向上とより広域の被ばく線量予測を目的とした大気拡散数値モデルによる線量評価システムを作成する。

内容

(イ) 大気拡散数値モデルの開発

日本の複雑な地形を考慮して、大気拡散への地形の影響を詳細に評価できる大気拡散数値モデルを開発する。これを用いて、従来立地審査等で行われてきた風洞と簡易モデルによる地形効果の考慮法の見直しの判断材料を得る。

また、より広域の被ばく線量予測が可能な大気拡散数値モデルを開発する。

(ロ) 線量評価に用いる入力データの統計処理に関する検討

上記の大気拡散数値モデルを用いて、平常時及び事故時の被ばく線量評価を行う場合に、入力となる気象及び放出源データをどのように選択するかを検討する。特に、事故時の気象データの基準、平常時の年間気象データの統計処理法を数値モデルの特性にあわせて検討する。

(ハ) 線量評価システムの構築

SPEEDIシステムの開発経験及び上記(イ)、(ロ)の研究をもとに、線量評価のための計算コード・システムを構築する。このシステムでは、人口集中地区に対する集団線量及び複数施設からの被ばく線量寄与も評価できるようになる。

また、緊急時の対策情報等に使われる計算結果の信頼性向上のため、モニタリングデータによる計算結

果の修正法についても検討する。

(I) 環境線量研究

4. 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(3) [再処理施設平常運転時被ばく線量計算手法の開発]

目的

再処理施設から発生する気体及び液体の放射性廃棄物による公衆の被ばく線量を合理的に推定する手法を開発し、再処理施設の安全評価に資する。

内容

(イ) 放射性気体廃棄物による被ばく線量計算手法の開発

廃棄物中放射性物質の大気拡散、地表沈着、食物移行における各種被ばく経路による合理的な線量計算モデルを開発し、公衆の被ばく線量計算コードを作成する。

(ロ) 放射性液体廃棄物による被ばく線量計算手法の開発

これまでに調査した海産生物の生産分布、海産生物の放射性物質濃縮データ、さらに今後調査する海象データ等を基礎に、日本周辺の海域における放出液体廃棄物の移行を推定するボックスモデルを開発し、合理的な被ばく線量計算コードを作成する。

(ハ) 被ばく線量総合評価

上記の被ばく線量計算コードを用い、被ばく線量の総合評価を行うとともに、評価結果の信頼性を明らかにする。

(I) 環境線量研究

4. 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(4) [線量評価に必要なパラメータの改善に関する研究]

目的

原子力施設に起因する被ばく線量の評価に必要な移行パラメータ等の改善を行い、線量評価の信頼性を向上させる。

内容

(イ) 移行データの収集及びデータベースの開発

大気中に放出される放射性物質の地表沈着、農畜産物への移行に関するデータ、海洋へ放出される放射性物質の海洋中移行、海産生物への移行に関するデータ及び関連情報を収集し、これらデータの統計解析、データ編集、更新等の機能を持つデータベースを開発する。

(ロ) 移行パラメータ値の決定

上記データベースを用いて、統計解析等によりデータの分布特性を明らかにし、評価に最適なパラメータ値を決定するとともに、線量評価結果の信頼幅の定量化研究に役立てる。

(I) 環境線量研究

4. 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(5) [個人被ばく線量算定モデルの開発に関する研究]

目的

環境放射線(能)による個人内部被ばく線量の算定に関して、日本人についての生理学的及び体格上のデータを収集し、これらをICRP標準人におけるパラメータと対比しつつ整理し、日本人における被ばく線量算定モデルの構築を行う。

内容

(イ) 内部被ばく線量評価のための研究

日本人の体格パラメータやその年齢による差異を考慮して開発された内部被ばく線量計算システムについて、その感度や堅固度の解析を行うとともに、胎児等の特殊な体格をも考慮するモデルの検討を行う。また、呼吸器被ばく線量評価モデルについて、その精密化を図る。

(ロ) 標準日本人の人体特性と線量算定に関する研究

ICRPの標準人と異なる日本人の代謝、移行率、諸元素の分布、摂取量、その他の生理学的パラメータの検討を行う。

(I) 環境線量研究

4. 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(6) [放射性物質移行に関するダイナミックモデルの開発]

目的

短期的な放射性物質の放出を伴う事故において事故後の飲食物汚染評価等には、放射性物質の移行・蓄積に関して定常状態（平衡状態）のパラメータを使用する手法でなく各種の環境パラメータを、時間、空間の関数として表すダイナミックモデルを開発導入することが重要となる。本研究ではダイナミックモデルに必要な各種の環境パラメータの時間、空間の関数に関する研究及びこれらを反映できるダイナミックモデルを開発する。

内容

(イ) 環境移行パラメータの調査・研究

大気、海洋に放出された放射性物質の生態系での移行パラメータをダイナミックモデルで使えるような時間関数として表すための調査・研究を行う。

(ロ) ダイナミックモデルの開発、計算コードの開発

環境中での放射性物質の空間的移行、蓄積を時間的に求めるためのダイナミックモデルの計算コード開発。

(I) 環境線量研究

5. 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定評価技術の開発

(1) [環境放射線（能）測定技術の研究開発]

目的

環境中の放射線（能）に関し、測定器、測定法、評価技術の開発を進め、環境モニタリング、被ばく線量評価のための基礎技術の向上を図る。

内容

(イ) 環境モニタリングに関する放射性核種測定技術の開発

原子力施設あるいは低レベル放射性廃棄物処分場の周辺における環境モニタリングを迅速かつ正確に行うため超ウラン元素、長半減期放射性核種、トリチウム等について定常業務に即応した測定技術の開発を行う。

(ロ) 環境中のβ線モニタリング技術の開発

原子力施設から放出されたガス状または液体状のβ核種による吸収線量（率）の高感度検出器を開発し、検出器感度を入射β線エネルギーに依らず一定値とするための測定技術を開発する。

また、低線量率領域における校正法を確立する。

(ハ) 環境中性子モニタリング技術の開発

加速器その他の施設からの漏洩中性子及びγ線のエネルギー特性及び分布に関する計算情報をもとに、対象施設に適切な中性子測定器及び測定法並びに実用的な線量測定評価法を開発する。

また、X線と中性子線の混在場におけるスペクトル及び線量の同時測定及び分離評価の手法を開発する。

(ニ) 環境放射線測定の標準手法の確立

環境放射線線量（率）測定器及び測定法につき、種々の環境条件下でベンチマーク測定を実施し、それぞれの測定及び評価の精度と特性を解明する。その結果に基づき各測定器及び測定法について標準測定手法を確立する。

(ホ) 実効線量当量測定技術の開発

γ線及び中性子線の実効線量測定器及び測定法を開発し、校正法を確立するため、実効線量当量測定器の研究、入射放射線の種類やエネルギーが不明の場合の測定法の研究、並びに高精度校正法及び簡易校正法の開発を行う。

(ヘ) 測定器の小型軽量化に関する研究

環境放射線測定は、いついかなる場所においても必要な測定が実施できるようにしなければならない。このためには、測定器の小型軽量化のほか、長期間連続使用できるよう低消費電力化が必要である。従来の放射線測定器をこのような観点から検討し、必要に応じスペクトル分布、エネルギー情報等の情報も取得できるよう多機能化を進め、環境放射線量評価の研究及び緊急時にも使用でき、小型で長期放置測定及び記録も可能な測定機器の開発を行う。

(I) 環境線量研究

5. 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定評価技術の開発

(2) [環境モニタリングシステムに関する研究開発]

目的

原子力施設の平常時及び緊急時の環境モニタリングシステムの開発を進め、技術の向上を図る。

内容

(イ) 航空機ガンマ線リモートセンシング技術とデータ解析

航空機を用いた広域かつ迅速な遠隔測定（リモートセンシング）技術の開発を行う。

(ロ) 自動車サーベイ法及びデータ処理法の開発研究

自動車を用いた放射線測定技術として、バックグラウンド放射線の特性評価、大気中及び地表放射能の濃度の測定評価の研究を実施するとともに、放射線計測、位置計測、データ記録システム、取得データの迅速処理システム等の総合システムの開発を行う。

(ハ) 海洋モニタリングシステムの開発

海岸立地の原子力施設の事故時や、放射性物質輸送船の事故により海洋に放出された放射能を迅速に測定評価する海洋モニタリングシステムの開発を行う。

(ニ) 環境モニタリング手法の最適化に関する研究

環境モニタリングのデータベース化、検出限界の合理的設定の検討をもとに、測定対象、点数、採取方法等の最適化のための解析手法を明らかにする。

(ホ) 放射線測定器のロボット化に関する研究

人が直接立ち入って測定できない場所で測定値を得たい場合、測定機器の輸送、移動、測定、記録等の操作を遠隔操作や自動化あるいはロボット化することにより解決することが可能である。このうち開発研究が遅れているロボット化のための放射線測定機器の開発、検出体の位置検出と記録方法の研究開発、ロボット化の移動及び運動機能に関する研究、取得情報の伝達及び解析に関する研究を進める。

(III) 特定核種の内部被ばく研究

1. α 放射体の内部被ばく研究

(2) [超ウラン元素の内部被ばく線量評価の研究]

目的

内部被ばくの影響評価の基礎となる α 放射体の不均等分布の実態を調べ、生物効果発現の機構の解明に役立てるとともに、人と動物との線量分布の量的差異を明らかにする。また人体に吸入された超ウラン元素の肺負荷量測定の精度を向上させるための各種の理論的または実験的検討を実施することにより事故対策に資することを目的とする。

内容

体内分布の不均一性と α 線の組織内での短い飛程、そして高いLETに基づく被ばく線量の不均一性が超ウラン元素による内部被ばくの特徴である。特に吸入したときの肺及び骨での線量の不均等分布は、粒子状物質の場合に特に問題が多く、正確な情報はリスク評価の上で重要である。平均骨格線量と骨表面線量、平均肺線量と肺局所線量等の相互の関係が人と実験動物の間でどのように異なるか等について、粒子の性状との関連で検討する。本研究においては線量の実験的計測の方法の精度が直接に重大な影響を与えるので固体飛跡検出法等によるデジタルオートグラフィの研究もこの課題に含まれる。人体肺負荷量測定の向上のための研究として、各種理論及び実験的肺モデルの検討、胸部厚さの評価等を行う。

(III) 特定核種の内部被ばく研究

2. トリチウムの内部被ばく研究

(1) [トリチウムの生体への取り込みと生体内での動態に関する研究]

目的

施設から放出されたトリチウム水、またはトリチウムガスが、生態系内でトリチウム水、または有機形トリチウムに変換され、飲料水、食物、水蒸気として人体に取り込まれるまでの移行経路や移行率を施設周辺の気象条件等の関連で明らかにする。また、食物連鎖の観点からトリチウム水、トリチウムガス、有機形トリチウムの動物・人体への取り込みと代謝の特性を明らかにする。これによって地域住民の被ばく線量の評価に資する。

内容

(イ) 施設周辺環境におけるトリチウムの挙動の解析研究

(ロ) 食物連鎖におけるトリチウムの動態研究

(ハ) トリチウムの生体への取り込みと代謝の研究

(二) トリチウムによる内部被ばく線量の評価に関する研究

放出口からの距離の関数として、主として陸圏環境の水、穀物、野菜中のトリチウム濃度を、必要に応じて化学形別に測定し(イ、ロ)、トリチウムガスとトリチウム水とのマウス等への取り込みの差、穀物、野菜中のトリチウムのマウス等への取り込み及び代謝をトリチウムの化学形別に定量測定し(ハ)、終局的には施設からの放出による人の被ばく線量評価のモデルを作成する(二)。

(III) 特定核種の内部被ばく研究

2. トリチウムの内部被ばく研究

(3) [トリチウムによる人の放射線障害及びその診断、予防に関する研究]

目的

人、特に作業者のトリチウム被ばくに対処するため呼気中のトリチウム測定法の改良、異なる有効半減期成分の測定等、被ばく線量推定法を確立する。また、血液細胞等について、造血幹細胞、リンパ球亜集団の定量、染色体異常検出の手法の確立と改良を図り、 γ 線等との対比において障害の重篤度の判定に資する。

内容

(イ) トリチウムによる人の被ばく線量の推定に関する研究

(ロ) トリチウムによる人の造血障害に関する研究

(ハ) トリチウム被ばくの予防に関する研究

人リンパ球の染色体異常、多分化能造血幹細胞ほかの幹細胞、フローサイトメトリーによるリンパ球亜集団の定量法について研究を進める。また、人試料中のトリチウム濃度の測定、トリチウム防護衣やトリチウムの体外追い出し等を含めたトリチウム被ばくの予防法についても検討する。

(IV) 安全評価研究

2. リスク解析に関する研究

(1) [廃棄物処分に起因する環境放射線影響解析手法の開発]

目的

高レベル放射性廃棄物の処分に係る環境安全評価に資するため、放射性核種の移行の径路とメカニズムを調査し、環境中移行モデルの開発を行うとともに、一般公衆(個人及び集団)の被ばく線量評価及びリスク評価のモデルの開発を行う。

内容

(イ) 移行モデルの開発

放射性核種の環境中の移行の径路とメカニズムに関して調査し、これに基づいて環境中の移行モデル(評価コード)を開発する。

(ロ) 被ばく線量評価

上記の移行モデル等をもとに個人及び集団の被ばく線量を評価する手法を開発する。

(ハ) 総合影響解析コードの開発

放射性物資が処分された場所から人に到達するまでの挙動をモデル化し、個人及び集団の被ばく線量と放射線リスクを合理的に算定する解析コードを開発する。

(ニ) 解析結果の信頼性評価

解析結果には多くの不確かさが含まれるため、解析に用いるデータの統計的解析により、不確かさの定量化に努め、解析結果の信頼性向上を図る。

(IV) 安全評価研究

2. リスク解析に関する研究

(2) [原子力施設に起因する環境放射線影響解析手法の開発]

目的

原子力施設に関する確率論的安全評価(PRA)のうち、放射線リスク、社会の損害等の評価のための総合的解析手法を開発する。

内容

(イ) 総合解析用コンピュータコードの開発及び解析結果の信頼性評価

国外で開発された原子炉用総合解析コードの性能評価を行うとともに、我が国における環境放射生態学

的データ、社会環境データ、放射線影響に関する基礎データ、緊急時計画関連情報等を整備し、我が国における放射線リスク、社会的損害の程度、及び対策によるこれらの低減の程度を解析するコンピュータコードを作成する。さらに解析結果の不確かさを研究し、解析の信頼性を向上させる。

(ロ) 軽水炉に関する適用

原子炉に関するPRAから得られる放出源情報等を用いて上記のコードを軽水炉に適用し、影響の解析を行う。

(ハ) 解析手法の他施設への拡張

軽水炉に関する解析手法を完成した後、再処理施設、廃棄物処分等に適用できるよう拡張する。

(IV) 安全評価研究

2. リスク解析に関する研究

(3) [被ばく線量等の統計的解析法に関する研究]

目的

原子力施設等に起因する職業人及び公衆の被ばく線量等の統計的解析により、それらの分布要因を明らかにし、線量予測等の信頼性向上を図る。

内容

(イ) 公衆の被ばく線量等の解析法に関する研究

被ばく線量等の統計的解析システムの構築に関する研究を進めるとともに、解析システム内のサブモデルの開発を行い、統計処理解析手順の効率化をはかる。さらに、線量等予測に必要なパラメータに用いるデータの分布特性を決定し、上記解析システムを用いて、線量等の予測の不確かさを定量化する。

(ロ) 職業被ばく予測法に関する研究

各種原子力産業分野の職業被ばくに関するデータの収集、解析、データ不足の職業分野のモデル化等により、年代別動向を明らかにし、将来の動向を予測する解析システムを開発する。

(IV) 安全評価研究

2. リスク解析に関する研究

(4) [リスクの総合的評価と比較解析に関する研究]

目的

種々のエネルギー発生源による健康障害リスク、諸産業における職業上のリスク及び社会生活上のリスクの大きさを推定し、それらを相互に比較することによってその相対的な大きさの順位を明らかにし、原子力エネルギーの社会的受容等に関する政策決定に資する。

内容

(イ) 各種エネルギー源からのリスクと原子力発電によるリスクの比較検討に関する研究

火力、水力、風力、太陽、原子力等の種々のエネルギー源について、環境生態系への影響及び人間の健康への確率的・非確率的影響の大きさを算定し比較する。特に発がん、呼吸器系疾患、胎児への影響、遺伝的疾患の誘発をとりあげ、これらによる発症数、死亡数、損害を推定、比較する。

(ロ) 日常生活中における各種リスクと放射線リスクとの比較検討に関する研究

各種産業における健康上のリスクや日常生活において一般に遭遇する天災や事故等のリスクについて、大きさ、分布、経年変化、将来予想等を検討し、放射線リスクとの比較を行う。

(IV) 安全評価研究

3. 放射線防護と放射線リスクの低減に関する研究

(1) [放射線リスク低減に伴う費用効果解析と最適化に関する研究]

目的

放射線防護の観点から放射線のリスク低減をいかに合理的に達成するかを、費用とそれによりもたらされる便益の比較により検討する。

内容

放射線防護の立場にたった費用効果解析を行うための生物学的・社会的・経済的パラメータを検討する。また外国で得られているそれらの値との比較を行い、それらのパラメータを日本の国情に合致するよう修正するための因子を検討する。

モデル研究として、まず日本の標準的家屋内におけるラドン濃度とそのパラメータ（発生量、換気量、居住率等）を収集・設定し、屋内ラドン濃度を低減させる種々の方策（例えば、壁の塗装、種々の換気法、

静電式塵除去装置、イオン発生器、建築の変更等) に関して、低減効率と、設備、運転の費用を算定して、費用効果解析を行い、最適な低減方策を推定する。

また、その他の施設における放射線防護方策に関して、同様な解析を行う。

(IV) 安全評価研究

3. 放射線防護と放射線リスクの低減に関する研究

(2) [放射性核種の摂取量評価に関する研究]

目的

ICRP勧告では、内部被ばくに関する補助限度として年摂取限度 (ALI) を与えている。

内部被ばくのモニタリングで得られる測定値から摂取量を評価する方式を開発し、勧告に基づく線量評価法の確立に資する。

内容

(イ) 内部被ばくの個人モニタリングで得られる身体負荷量、排せつ量などの測定値から、ICRP勧告のモデルに基づいて放射性核種の摂取量を評価する方法を開発する。

(ロ) 短寿命放射性核種等 ICRP 勧告に示されていない核種についての ALI の評価を行う。

(IV) 安全評価研究

3. 放射線防護と放射線リスクの低減に関する研究

(3) [実効線量当量評価に関する研究]

目的

環境放射線による実効線量当量の評価に関して、放射線の入射方向及び作業者の被ばく時の姿勢が異なる場合の実効線量当量評価のための人体模型コードを開発する。

また、一般環境における地域の特性等を考慮した環境放射線実効線量当量評価のための基礎データを整備する。

内容

(イ) 人体模型コードの開発

放射線の入射方向及び作業者の被ばく時の姿勢が異なる場合の実効線量当量評価のため、様々な姿勢でも人体の外部被ばくに伴う臓器線量及び実効線量当量が評価でき、腕、脚及び首が可動であり、体格も変更可能な人体模型コードを開発する。

(ロ) 一般環境における環境放射線による実効線量当量評価

全国各地の地区別の実効線量当量の分布、季節変動等を評価、解析するための基礎データを整備する。

3.9 環境放射能安全研究年次計画・第4期（平成3年度～平成7年度）

1. 環境・線量研究

[1] 放射線の分布と特性に関する研究

(1) 環境放射線の変動要因解析と線量評価に関する研究

目的

環境放射線の挙動、線量率分布等を調査し、高精度かつ現実的な環境中被ばくモデルと集団線量評価方式を開発する。また、これらに関連するデータベースを整備する。

内容

実環境中放射線の实地調査・解析から環境放射線場の特性や環境条件の変化との関係を解明するとともに、環境放射線による被ばくの実態を明らかにする。これらの知見に基づき、人間の生活行動様式や存在場所毎での線量率変動を考慮した高精度集団線量評価方式を開発する。また、屋内線量率分布の实地調査・データ蓄積を図る。

1. 環境・線量研究

[2] ラドン・トロン及びその娘核種の分布と挙動に関する研究

(1) 生活環境におけるラドン・トロンとその娘核種の静的・動的分布に関する研究

目的

生活環境におけるラドン・トロンとその娘核種の特性と挙動を把握し、これらの核種を吸入摂取することにより受ける内部被ばくの線量評価に資する。

内容

人が生活し働いている家屋や建物、学校、また実験家屋等について、家屋内空气中ラドン・トロンとその娘核種の挙動及び変動要因を明らかにし、被ばく線量評価を行う。また、地下空間、温泉等これら娘核種濃度が高いと思われる場所での測定評価を行う。

1. 環境・線量研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

(1) 原子力施設等に由来する環境中放射性核種の測定評価に関する研究

目的

原子力施設等の運転、放射性廃棄物処分等により自然環境中に放出される放射性核種の挙動について生態系を含めた環境での野外実験及び室内実験により研究を行うことにより、被ばく線量評価に資する。

内容

大気中塵埃及び降下物中の放射性核種の捕集・測定を行う。久慈川を対象に、放射性核種（セシウム-137）の年間移行量を解析評価する。トリチウムに関しては、各種化学形に着目し、環境中挙動について野外実験と室内実験により研究を進める。さらに、酸性雨による土壌からの放射性核種の移行挙動について研究を行う。

1. 環境・線量研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

(3) 大気拡散数値モデルによる線量評価手法の開発に関する研究

目的

局地スケールの高精度拡散モデル及びSPEEDI（緊急時環境線量情報予測システム）の広域高層モデルを利用して、大気中放出物の環境影響の実時間・将来予測や地球科学的な立場からの基礎研究を行う。

内容

(1) 人工的に放出されるトリチウムに着目した大気拡散・被ばく評価モデルの開発。(2) 我が国の環境問題と関係の深い大陸起因、国内起因に大気中放出物の広域拡散挙動シミュレーション。(3) 防災計画立案の上で重要な種々の情報を提供できる防災対策情報処理システムの開発。

1. 環境・線量研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

(17) トリチウムの環境中移行モデル及びガスから水への転換に関する研究

目的

トリチウムによる公衆の被ばく線量評価用計算コードを開発するとともに、トリチウムガスから水への

転換速度を明らかにし、環境の安全評価に資する。

内容

環境中に放出されたトリチウム (HT, HTO) の拡散移行挙動の精密モデルを作成し、平常時と事故時における環境媒体中のトリチウム濃度と被ばく線量を予測する計算コードを開発する。また、トリチウムの転換反応に及ぼす放射能濃度、温湿度、触媒、太陽光等の影響を実験的に明らかにするとともに、理論的解析を行う。

1. 環境・線量研究

[5] 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(1) 放射性物質の生態系移行モデルの検証・改良に関する研究

目的

国際協力研究 (B I O M O V S, V A M P 等) を通して、我が国で開発された生態系核種移行モデル、並びにモデルパラメータ値に関する研究を行い、被ばく線量評価の信頼性を向上させる。

内容

種々の生態系核種移行モデルを用いて、国際的比較計算計画に参加し、各モデルの適用性についての研究を行うとともに、実測値とモデル予測との比較検討により、モデルの検証・改良を行う。

1. 環境・線量研究

[5] 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(3) 実効線量当量評価に関する研究、その1. 自然環境

目的

広い年齢層の被ばく対象と様々な被ばく条件を考慮した、環境中での外部 γ 線に対する実効線量当量評価法を確立する。ここで得た知見を基に、各種条件下における実効線量当量を評価する。

内容

数値ファントムモデルとモンテカルロ法を利用し、シミュレーション計算により様々な被ばく条件下での実効線量当量を評価する。また、特殊形状のNaI (TI) シンチレータを使用し、実効線量当量相当値を直接測定できる手法を開発し、環境中での実測を行う。以上のデータの解析に基づき、より精緻な実効線量当量の評価法を開発する。

1. 環境・線量研究

[5] 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(4) 実効線量当量評価に関する研究、その2. 作業環境

目的

可動型人体模型計算コードを用いて人体組織線量当量及び実効線量当量に関する解析を行い、種々の放射線作業環境下における的確な線量評価手法及びリスク評価手法を確立する。

内容

可動型人体模型計算コードを用いて、光子及び中性子外部被ばくに対する人体組織線量当量及び実効線量当量の放射線入射方向、エネルギー及び作業姿勢依存性を解明する。また、実効線量当量と個人線量計の応答の関係を解析し、リスク評価のための的確な個人モニタリング手法を開発する。

1. 環境・線量研究

[5] 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(8) 内部被ばく線量換算係数の精密評価モデルの開発に関する研究

目的

線量換算係数評価モデルの基本的データである体格と代謝速度は年齢に大きく依存する。本研究では、年齢依存性を考慮した評価モデルを開発し、線量評価の精度向上に寄与する。

内容

体格及び代謝速度の年齢依存性に関するデータを収集・解析し、典型的な年齢層毎に標準データセットを作成する。これらのデータを数学ファントム及び線量評価モデルに導入し、内部被ばく線量換算係数の年齢依存性を考慮できる計算コードシステムとして開発する。

1. 環境・線量研究

[5] 線量算定モデル及び国民の被ばく線量の算定に関する研究

(12) 再処理施設事故時被ばく線量計算手法の開発に関する研究

目的

再処理施設平常時被ばく線量計算手法の開発に引続き、事故時に環境に放出される放射性物質による公衆の被ばく線量を合理的に評価する手法を開発し、再処理施設事故時安全評価に資する。

内容

事故時のパルスの放射線物質の放出に対応して、放射性物質の大気拡散、地表面沈着、及び生態系核種移行における被ばく経路の合理的なモデルを開発し、事故時の公衆の被ばく線量を評価する計算コードシステムを開発する。さらに、入力データとして、事故モードに対応した標準的な放出源情報を収集する。

1. 環境・線量研究

[6] 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定技術の開発

(1) 環境放射線（能）の測定器・測定法に関する研究

目的

環境放射線（能）による被ばく線量の測定・評価用技術の開発、実用型環境放射線（能）モニタの開発等を行う。

内容

種々の手法・技術による環境放射線（能）の同時測定と結果・精度の相互比較を行い、測定対象や目的に応じた環境放射線（能）測定器・測定法を開発する。また、標準的な測定・評価法を確立する。また、これらの技術に基づいた各種の実用的なモニタリングシステムを開発、その精度・性能の向上を行う。

1. 環境・線量研究

[6] 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定技術の開発

(2) 環境放射線（能）測定器の校正技術に関する研究

目的

環境放射線による被ばく線量の測定精度向上に資するため、放射線（能）標準校正システムを整備して国家標準との整合性を確立し、被ばく線量評価に重要な放射線（能）測定に関する技術を開発する。

内容

環境放射線（能）測定器の標準校正システムを開発し、実効線量当量及び1 cm線量当量測定法とその校正手法の基準化を図り校正技術を確立する。また、排気筒ガスモニタ校正のため短半減期放射性ガス濃度の絶対測定法を確立する。さらに、環境放射線（能）測定に多数使用されている各種測定機器の効率的校正手法を開発する。

1. 環境・線量研究

[6] 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定技術の開発

(3) 高度化放射線モニタリングシステムに関する研究

目的

原子力施設の放射線安全に係る規制の強化、施設の大型化に伴い施設の放射線管理業務の信頼性の向上と合理化をより一層促進する必要がある。このため、人工知能を活用したシステムを開発する。

内容

施設の設計、通常の操業及び異常時における被ばく評価、放射線防護方法の意思決定等に必要な知識と放射線管理専門家の経験を収集整理し知識ベースを構築し、更に管理基準データ、施設固有情報等を有する総合支援システムを開発し、高度な判断基準等を提供可能な高度化放射線モニタリングシステムを開発する。

1. 環境・線量研究

[6] 環境放射線（能）測定・モニタリング技術及び測定技術の開発

(4) 海洋モニタリングシステムに関する研究

目的

海岸立地の原子力施設及び放射性物質輸送船の事故等により海洋に放出される放射能を、迅速に測定評価する海洋モニタリングシステムを開発しその確証を行う。

内容

(1 海水及び海底土中の γ 線放出核種を直接測定し迅速にモニタリングするための潜水機の作製、(2 Ge等の γ 線検出器、放射能測定器等の整備、(3 実海域における潜水機の運動解析及び放射性物質の測定解析のための海洋実験並びにモニタリングシステムの確証、等を行う。

3. 特定核種の内部被ばく研究

[1] 超ウラン元素による内部被ばく研究

(5) アクチニド元素の臓器線量評価技術の開発

目的

体内の臓器（器官または組織）に沈着したアクチニドの負荷量の測定を高精度化及び迅速化し、臓器線量及び実効線量当量を精度よく評価できるようにする。

内容

アクチニド（特にプルトニウム）の肺、頭頸部、骨格等の沈着量の高精度測定のために、精密ファントムによる校正実験、個人特性の差異等に対するシミュレーション解析、及び高感度・高分解能の体外計測システムの開発を行う。また、バイオアッセイによる迅速・高精度のアクチニド試料分析・測定法を開発する。

4. 安全評価研究

[1] 低線量放射線影響評価の方法論に関する研究

(2) 低線量放射線安全評価データベース構築に関する研究

目的

放射線リスク評価の基盤を整備するため、放射線防護上すぐに利用できる低線量放射線影響に関する最新確定情報及び将来の確定情報作成に必要な詳細情報に関するデータベースを構築する。

内容

国連科学委員会等の主要組織で評価された低線量放射線影響に関する最新確定情報及びその根拠となる詳細情報（オリジナル文献またはその要約評価情報）、さらに最新の関連文献も収集し、これらの情報を放射線リスク評価の観点からまとめ、施策立案者及び関連研究者が容易に利用可能な知識データベースを構築する。

4. 安全評価研究

[1] 低線量放射線影響評価の方法論に関する研究

(4) 低線量放射線の確率論的安全評価に関する研究

目的

放射線リスク推定の生物学的根拠を解明し、推定の不確実性を評価するため、分子レベルから個体レベルに至る身体的及び遺伝的影響に関して個々の研究結果を統合し、確率論的安全評価に資する。

内容

放射線誘発がんの機構及び遺伝的障害の発生機構の解明に関して分子レベルから個体レベルに至る各段階で新知見を得るための実験及びデータの収集評価を行い、低線量放射線による健康影響に関する不確実性を確率論的に評価し、放射線リスク推定の精度を総合的に高める方法を開発する。

4. 安全評価研究

[3] リスク評価研究

(1) 原子力施設に起因する環境放射線影響解析手法の開発に関する研究

目的

原子力発電所の確率論的安全評価の一環として、事故時における公衆の放射線影響を解析する手法を開発し、放出源情報を用いて公衆に対する放射線影響を総合的に評価する。

内容

計算コードシステムOSCAARを用いて、モデルプラント、仮想的サイト及び仮想的放出源情報を想定し、性能評価を目的とした総合試算を行うと共に、国際ベンチマークに参加して、評価上重要な被曝経路、パラメータ等の抽出、並びにモデルの改良点を抽出し、所要の改良を行って評価手法として確立させる。

4. 安全評価研究

[3] リスク評価研究

(2) 緊急時対応策に関する研究

目的

原子力発電所で万一事故が発生した場合の緊急時対応を立案するため、緊急時対応のためのシミュレーションを含む評価手法を開発整備する。

内容

モニタリング情報に基づいて放出源情報を推定する手法を開発する。緊急時対応の意思決定を支援するため、種々の被害を最小化する最適化手法を開発し、計算コードシステムとして整備する。さらに、防護対策に係わる諸要因について、不確かさ及び不確かさが防護対策の内容に及ぼす影響を定量的に評価する。

4. 安全評価研究

[4] 放射線防護と放射線リスクの低減・管理に関する研究

(1) 作業員被ばく及び施設設計にかかわる最適化に関する研究

目的

作業員の放射線被ばく防護を合理的に行うには、施設の防護設計及び日常作業時の放射線防護の最適化を図る必要があり、放射線防護上の最適化の諸因子を明確にして最適化手法を確立する。

内容

核燃料サイクルにおける各種放射線防護の事例を最適化の観点から評価し、最適化手順における問題点を明確にするとともに、放射線防護における被ばく評価上の閉じ込め、遮蔽、放射線モニタリング等の諸因子も調査検討し、必要な放射線防護データを作成して、より一般的な最適化手法を確立する。

4. 安全評価研究

[4] 放射線防護と放射線リスクの低減・管理に関する研究

(5) 高濃度トリチウムの内部被ばく防護に関する研究

目的

高濃度トリチウム環境下の内部被ばく防護技術及び放射線管理技術の確立を図るため、防護具・防護衣等の性能試験、トリチウム化学形迅速測定法の開発を行う。

内容

(1) 防護衣等の防護性能試験：高濃度トリチウム環境下における防護具用素材の透過率及びエアラインスーツの防護係数を諸条件下で試験する。(2) 防護性能試験システムの開発。(3) 高濃度トリチウム監視システムの開発：作業域のトリチウムの化学形別の濃度を迅速にモニタリングする監視システムを開発する。

[参考 実証試験]

(4) 環境放射能拡散評価安全性実証試験

目的

研究開発段階炉における安全審査では、放出される放射性物質の大気拡散評価に原子力安全委員会の「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」を準用している。

この指針による拡散評価手法の妥当性及び施設の安全性を野外での模擬拡散実験により実証する。

内容

トレーサーを用いて10～20 km範囲での狭域放出拡散試験、広域放出拡散試験及び風洞実験を行い、ガウスプルームモデルによる放射性物質の大気拡散評価が妥当なものであることを実証する。

3.10 環境放射能安全研究年次計画・第5期（平成8年度～平成12年度）

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[2] ラドン・トロン及び壊変生成物の分布と挙動に関する研究

(2) 環境中のラドン濃度の計測法及び分布と挙動に関する研究

目的

環境中のラドン濃度の分布と挙動を把握し、特にその壊変生成物の濃度並びに粒度分布等線量評価に必要な因子の挙動を明らかにする。さらにその簡便な計測法の開発及び改善を図り生活環境でラドンから受ける線量を正確に推定することにより、適切な国民線量の算定に資する。

内容

被ばく線量への寄与が大きいラドン壊変生成物に重点を置き、粒度分布などの線量に影響を及ぼす要因を把握して環境中の低濃度のラドン等を正確に計測する手法を開発する。職業環境の被ばくを把握するために適切な測定手法を開発し、生活環境に重点を置いて被ばく線量評価をする。一方、水中や地中からの湧出機構等のラドン等の挙動、捕集法、抽出分離法、測定法についても検討する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

[3-1] 大気圏における放射性物質の分布と移行に関する研究

(1) 大気中における放射性核種の濃度と挙動に関する研究

目的

核爆発や原子力平和利用で、大気中に放出された放射性核種の濃度を把握し、国民の被ばく線量算定及び異常事態の検出とその影響評価に資する。放射性核種の大気中拡散に関連して、海洋と境界面における放射性核種の交換量を把握する。

内容

大気中の浮遊塵や降水を捕集し、放射性核種別に時系列解析を行う。また大気中における放射性核種の化学形態の変化、海洋表面を境界としての大気側と海水側の放射性核種濃度勾配、放射性気体等の交換速度、海塩飛沫による放射性核種の取り込み等と気象要素との関連を明らかにする。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

[3-2] 陸圏における放射性物質の分布と移行に関する研究

(6) トリチウムの環境影響評価及び作業環境中挙動に関する研究

目的

屋外及び作業環境中におけるトリチウムの挙動を明らかにするとともに、トリチウムによる公衆被ばく線量評価コード及び施設内挙動評価コードを開発することにより、核融合炉の安全性向上に不可欠なトリチウムの環境影響評価技術及び防護技術の確立に資する。

内容

トリチウムガスの各種土壌への沈着速度等、被ばく線量評価上重要なパラメータを実験により明らかにするとともに、安全評価用の公衆被ばく線量評価コードを開発する。また、施設内におけるトリチウムガスからトリチウム水への転換反応及びトリチウムの壁への収着や脱離等を実験的に明らかにし、施設内トリチウム挙動評価コードを開発する。また、国際協力により国外で実施されるトリチウムガス及びトリチウム水の戶外放出実験に参画する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

[3-2] 陸圏における放射性物質の分布と移行に関する研究

(7) トリチウム及び放射性炭素の環境挙動と線量評価に関する調査研究

目的

再処理施設から放出されるトリチウム及び放射性炭素の環境活動を明らかにし、公衆に及ぼす線量の評価法について研究し、安全指針基準の整備等に資する。

内容

自然環境及び特定原子力施設周辺において、トリチウムと放射性炭素の濃度の分布と経時変化を化学形

別に測定する。これらの環境挙動において、植物生態系を介した化学形の変換、特に光合成により有機化する過程が重要であることから、栽培植物生体内の各部位におけるこれらの化学形別濃度及び同位体比の測定を行うとともに、放射性及び安定同位体を用いたトレーサー実験を扱う。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

[3-3] 陸上の植物及び動物における放射性物質の分布と移行に関する研究

(8) 植物への元素の蓄積及びその機構と修飾要因に関する研究

目的

環境中に放出された放射性核種や重金属・有害元素の大気、降水、霧水、土壌から植物への移行及びその地域的特性を元素の物理・化学的特性、環境媒体の特性、植物の生理的特性との関連で明らかにし、内部被ばく線量評価等の安全基準の整備に資する。

内容

環境中に放出された放射性核種や重金属、有害元素の大気、霧水、土壌から植物への移行に関する種々のパラメータを室内、室外実験、文献調査等により把握する。また、フィールド調査等で地域間に観察される移行量の差を生じる環境要因、生理的要因等を明らかにし、特異的濃縮を示す植物についてはその機構を明らかにするとともに指標性に関する研究を行う。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

[3-4] 淡水・汽水圏における放射性物質の分布と移行に関する研究

(13) 陸水系環境における放射性核種の移行挙動に関する研究

目的

陸水系環境（河川、湖沼等）における放射性核種の存在形態とその移動性を解明し、放射性核種の広域的な環境影響評価に資する。

内容

河川水、湖沼水、堆積物並びに流域土壌等に含まれる自然及び人工放射性核種の存在形態（化学的形態、物理的形態）を調べる。さらに放射性核種の存在形態と移動に及ぼすイオンや有機物の影響や環境条件の影響を明らかにする。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

[3-5] 海水圏における放射性物質の分布と移行に関する研究

(19) 放射性核種の海洋放出に起因する線量の評価手法に関する研究

目的

日本周辺の海洋への放射性放出物に起因する個人及び集団線量を評価するため、日本の周辺海域を対象とした海洋拡散モデルに関する研究を行い、評価手法の確立に寄与する。

内容

1) 評価用データの収集

日本近海を対象に、国内外の海象データ、漁業動態データ等を収集し、評価用データファイルを作成する。

2) 評価手法の開発

上記データを用いて、日本近海における海流による放射性核種移行を解析する海洋拡散モデルを構築すると共に、個人及び集団（日本人を対象）線量を評価するモデルを構築し、評価手法としてシステム化する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[3] 放射性物質の分布と移行に関する研究

[3-5] 海水圏における放射性物質の分布と移行に関する研究

(23) 北西太平洋及びオホーツク海の放射能と海象に関する研究

目的

海洋投棄廃棄物の北西太平洋及びオホーツク海沿岸での放射能調査と解析を行い、環境影響評価に資する。

内容

カムチャッカ半島南東海域及びサハリン沿岸の放射能汚染源（投棄廃棄物及び RI 電池（ストロンチウム-90））による日本への影響評価のための継続的な採水、採泥による放射能調査並びに影響評価を行う。また、六ヶ所村再処理工場の稼働に伴う放出放射性核種の移行挙動の調査並びに影響評価を行う。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[5] 国民の被ばく線量及び線量算定モデルに関する研究

(4) 放射性物質の生態系移行モデルの検証・改良に関する研究

目的

モデル検証に関する国際協力研究及びチェルノブイル周辺の汚染データの解析を通して、我が国で開発された生態系核種移行モデル及びモデルパラメータ値の検証と改良に関する研究を行い、モデル予測の信頼性を向上させる。

内容

1) 汚染データの収集及びデータファイルの整備

原研-CEHECIR（ウクライナ）の協力により、チェルノブイル周辺の土壌、農畜産物、水系等における放射性核種濃度分布の時間依存データを取得し、解析に利用できるデータファイルとして整備する。

2) 移行モデルの検証・改良

陸域及び水系における生態系核種移行モデルを用いて国際比較計算に参加し、各移行モデル及びモデルパラメータの適用性についての研究を行うとともに、実測データとモデル予測との比較検討により、モデルの検証・改良を行う。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[5] 国民の被ばく線量及び線量算定モデルに関する研究

(6) 自然及び汚染環境中における公衆の外部被ばく線量評価に関する研究

目的

平常時及び緊急時における環境放射線の挙動、特性、分布等を明らかにし、公衆の被ばく線量を正確に評価するための技術を確立する。

内容

自然環境については、自然環境放射線や人間の生活行動に関する実データの蓄積を進め、高精度かつ現実的な集団線量評価手法を確立・検証する。

汚染環境については、チェルノブイルにおける現地環境放射線調査を実施し、汚染環境放射線場の特性解析、線量率分布の特性解析、家屋による被ばく線量低減効果の解析等を通じて、事故後の公衆の線量評価手法の確立・検証、放射線防護対策の効果の検証等を図る、また、経年変化の追跡により、長期影響評価手法を確立する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[5] 国民の被ばく線量及び線量算定モデルに関する研究

(8) 計算シミュレーションによる高精度外部被ばく線量評価に関する研究

目的

標準日本人に対する詳細人体数値モデルを開発するとともに、様々な条件における外部被ばくにより人体が受ける線量を高精度で評価し因子分析を行うことで、被ばく線量評価の信頼度を向上させる。また、微視的線量評価手法により放射線の人体影響メカニズムの解明に資する。

内容

コンピュータ断層撮影データに基づき、日本人に対する詳細人体数値モデルを開発するとともに、この人体モデルと組み合わせた線量計算コードを整備し、実効線量の特性を解明する。また、放射線作業者が着用する個人線量計に関し、その不確かさの範囲を実験及び計算シミュレーションを用いて解析し、線量値の信頼度の範囲を確定する。さらに、放射線の線質、線量、線量率と DNA 損傷との関係を明らかにするためのシミュレーション計算手法を確立する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[5] 国民の被ばく線量及び線量算定モデルに関する研究

(9) 内部被ばく線量換算係数の精密評価モデルの開発に関する研究

目的

内部被ばく線量換算係数算出用の評価モデルの開発を行い、評価の精度並びに信頼性を向上させるとともに、線量集団中の分布を評価することにより、年摂取限度等法規制値の制定に必要な基礎的データの提供に資する。

内容

リアリステックな物理的実体ファントムを用いて、評価された光子の比実効エネルギー及び年齢別特性データセットを数学的ファントムまたはシンボリックファントム及び線量評価モデルに導入し、日本人を対象とした新呼吸気道モデルを始めとする ICRP 新勧告に基づく内部被ばく線量のための計算コードを開発・整備する。さらに、集団中の個人の内部被ばく線量について変動幅を評価する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[6] 環境放射線測定、放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発に関する研究

(1) 環境放射線（能）測定器・測定法の開発に関する研究

目的

放射能や放射線線量率等を大気や海洋等の様々な測定場において正確に把握するための測定器や測定法を開発し、環境における放射線の変動や放射性物質の存在様式の多様化に備える。

内容

最新の技術を取り入れて各種測定器の高性能化を行う。また、放射性希ガス（クリプトン-85、キセノン-135 等）、トリチウム、炭素-14 等の大気中濃度モニタリング装置の開発、海水及び海底土中放射能モニタリング用深海潜水機並びに検出器の整備と性能評価等、多様化する環境放射線（能）に対応した測定器・測定法を開発する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[6] 環境放射線測定、放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発に関する研究

(2) 環境放射線（能）測定の品質保証に関する研究

目的

環境放射線による被ばく線量の測定精度向上に資するため、放射線（能）標準校正システムを整備して国家標準との整合性を確立し、被ばく線量評価において重要な放射線（能）測定に関する品質保証を達成する。

内容

環境放射線（能）測定器の標準校正システムを開発し、組織線量（ベータ線）及び 1 cm 線量当量（中性子）の測定法とその校正手法の基準化を図る。また、低エネルギーベータ線放出核種を含めた表面汚染測定の問題点を解明するとともに、最新の放射線測定技術を取り入れた表面汚染測定器の開発を行う。さらに、放出放射能測定器の校正に関して、非定常（パルス状）放出に対応できる校正手法を確立し、異常放出時の放出放射能測定器のレスポンスを解明する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[6] 環境放射線測定、放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発に関する研究

(6) 環境中に放出された重要放射性核種の分析測定法の開発に関する研究

目的

原子力施設等から環境中に放出された放射生態学の解析及び被ばく線量評価のために重要と考えられる核種の分析測定法を開発し、精度の向上並びに被ばく低減化に資する。

内容

土壌、河川水、海水、葉菜類、海産生物等の環境試料中に極微量存在しているテクネチウム-99、ヨウ素-129、ウラン及びプルトニウム同位体等の長半減期核種の濃度を、イオンクロマトグラフ法等による元素分離と質量分析法による同位体組成分析の組み合わせにより、迅速かつ効果的に分析測定する技術を開発する。また、環境試料中の極微小粒子に含まれるウラン、プルトニウム等の超高感度同位体比測定技術を開発する。さらに、種々の条件下での核種の物理化学的挙動を調べ、新しい測定技術及び被ばく低減化技術の開発・適用を検討する。

1 環境・線量研究及び被ばく低減化研究

[6] 環境放射線測定、放射性物質分析測定等のモニタリング技術開発に関する研究

(10) 緊急時における計算予測とモニタリングの総合化に関する研究

目的

大気拡散予測と緊急時モニタリングの役割分担を明確にし、効率的な防災対策情報提供の手法を確立する。また、モニタリングデータを計算予測に反映させ、予測精度を向上するための手法を確立する。

内容

SPEEDI（緊急時迅速放射能影響予測システム）等による計算予測と、緊急時モニタリングの長所短所を明らかにすることで、各技術の緊急時における役割分担を明確にする。これをもとにモニタリングデータを計算予測に反映させ、最適な汚染予測を行うための手法を開発する。また、計算予測において可能となる局地気象予想については、大気力学モデルを SPEEDI に導入することで充実させる。

2 生物影響研究

[1] 放射線影響の基礎研究

(3) 細胞のストレス応答の分子生物学的研究

目的

放射線等のストレスに応答して発現される初期応答遺伝子、蛋白質、生理活性物質等を同定するとともに、それらの誘導機構を分子レベルで明らかにすることを目的とする。

内容

初期応答遺伝子の発現機構を分子レベルで解析する。ストレス応答物質であるユビキチンについては遺伝子発現とその効果を調べ、またユビキチン蛋白質の同定を行う。放射線防護作用を持つポリアミンについては発現と調節を調べる。放射線によって活性酸素の細胞情報伝達系に対する作用と防御系を明らかにする。

3 特定核種の内部被ばく研究

[1] 超ウラン元素による内部被ばく研究

(3) 人体内プルトニウム等の核種の精密測定評価

目的

人体内に沈着したプルトニウム等の量を精密に測定する方法を開発することにより、線量評価の精度向上に資する。

内容

体外計測及びバイオアッセイ法を用いた人体内に沈着した微量のプルトニウム等の精密な測定評価技術に関する研究開発を行う。体外計測法では高精度測定装置及び校正評価技術の研究開発、バイオアッセイ法では迅速かつ高精度な分析手法の研究開発を行う。

5 安全評価研究

[1] リスク評価のための健康情報の収集と解析に関する研究

(5) 安全評価データベースの構築に関する研究

目的

放射線が人間に与える影響を解析し、安全評価を行うのに必要な情報を収録したデータベースを構築する。

内容

低線量放射線の安全評価に必要な情報、放射線環境の地域的な特徴や長期的な変化が人間に及ぼす影響を解析するためのがんによる死亡及び罹患の全国的な実態に関する情報、動物等を用いた被ばく関連の動物実験研究、人体汚染事故の調査研究、天然の放射性あるいは安定同位元素に着目した研究等に関する情報を収集し、データベースを構築する。また、原子力施設等からの放射性物質の放出に伴う一般公衆の被ばく線量評価が迅速かつ精度良く行えるように、評価モデルやパラメータに関する情報をデータベースとして整理する。

5 安全評価研究

[2] リスク評価手法の開発に関する研究

(1) 放射線リスク評価モデルの開発

目的

低線量放射線の安全評価のため、低線量域に外挿可能な線量反応関係モデルを開発する。また、がん発現時間を確率分布等で表わすモデルの開発を進める。

内容

高線量における実測データから防護で問題とする低線量域への合理的な外挿を可能とする線量反応関係

の基本的な性質を検討する（外挿不可の場合も考慮）。このために必要な計算コードの整備、検証に用いるデータの収集と解析を行う。データとしては、げっ歯動物の実験データ、ヒトの疫学データ、培養細胞データ等幅広く検討する。また、開発モデルの性質の検討を計算解析等で行う。特に原研で提案したハイブリッドスケールモデルを中心に検討を進める。

5 安全評価研究

[2] リスク評価手法の開発に関する研究

(2) 原子力施設事故時等放射線リスク評価モデルに関する研究

目的

原子力施設等の事故及び平常運転に起因する一般公衆のリスク評価を行うためのモデルを開発する。

内容

- 1) 日本人を対象に、体格、臓器、代謝速度、発がん率等のデータを収集し、データファイルを整備する。
- 2) 上記データを用いて、原子力施設事故時の放射線による確率的影響及び確定的影響を評価するための放射線リスク評価モデルを構築する。
- 3) 原子力施設等の稼働に伴う、現実のあるいは仮想的な特定の被ばく状況下における個人・集団のリスク評価を解析するため、住民の放射線影響評価手法を改良する。

5 安全評価研究

[2] リスク評価手法の開発に関する研究

(3) リスク評価における被ばくデータの統計解析に関する研究

目的

我が国の職業人及び一般公衆における被ばくの実態を的確に評価することは、放射線防護の立案上重要である。この評価には、種々の不確定要素が介在するので、的確な被ばく評価を行うため、被ばくデータの収集法及び新しい統計解析法の開発を行う。

内容

- 1) 原研が開発した線量分布モデル（HLN 分布）を利用して被ばくデータ統計解析法を開発する。
- 2) 国内外の職業被ばくデータ、屋内ラドンによる公衆被ばくのデータを対象に、開発した統計解析法の適用性を検討する。

5 安全評価研究

[3] 安全評価体系の確立に関する研究

(1) 放射線リスクの相対的評価に関する研究

目的

人間環境における各種の放射線リスクを相互比較することにより、放射線リスクの自然科学的認識を深める。

内容

職業被ばく、医療被ばく等による分子レベルから個体レベルまでの身体的及び遺伝的影響に関するリスクを疫学、動物実験、ファントム実験等に基づいて評価する。また、原子力施設等に起因する低線量・低線量率の放射線による晩発性影響及び精神医学的影響を被ばく者の臨床検査等により評価するとともに、事故時の潜在的影響等に係るリスクを確率論的環境影響評価手法によって計算する。これらリスク評価結果を相互に比較する。

5 安全評価研究

[3] 安全評価体系の確立に関する研究

(2) 種々のリスク源の比較評価に関する研究

目的

放射線を含めた種々の自然及び人為的活動に起因するリスク源についてそれらのリスクを定量的に算定し、相対的重要度を評価することにより原子力エネルギー利用にともなうリスクの管理に関わる意志決定や原子力利用の社会的受容に資する。

内容

職業リスクに関して、原子力産業及び工業や医療等の放射線を利用する各種の職業における放射線被ばくによるリスクをその他の職業における化学物質曝露によるリスクや事故リスク等と比較評価し、経年変

化、年齢、性、社会階層等の因子も考慮して解析する。また、一般公衆のリスクに関して、種々の自然・社会的事象によるリスクや各種の環境要因によるリスクの定量的・相対的評価を行う。

5 安全評価研究

[4] 放射線防護と放射線リスクの低減・管理に関する研究

(3) 緊急時対応策の最適化に関する研究

目的

原子力発電所等で万一の事故が発生した場合の緊急対応策の立案に資するため、周辺住民の被害をなるべく小さくするための最適化手法を開発整備する。

内容

- 1) 緊急時対応に係わるプラント内外の諸要因、すなわち、ソースターム、環境影響、防護対策実施状況（避難シミュレーション）に係わる研究成果を集約、分析するとともに、それを種々の被害（死亡、傷害）を最小化する最適化手法と結合して緊急時対策最適化システムとして整備する。
- 2) 同システムを用いてモデルサイトを対象に感度解析、ケーススタディを行うとともに、その結果を分析して防災計画、指針等の検討に有用な基礎的な資料を作成する。

5 安全評価研究

[4] 放射線防護と放射線リスクの低減・管理に関する研究

(4) 放射線作業におけるリスク管理技術の開発に関する研究

目的

核融合研究、高エネルギー加速器を用いた研究等の進展にともなって新たな対応が必要になると考えられる放射線作業に関して、被ばくによるリスクを管理する技術を開発する。また、従来の放射線作業に対して、合理的なリスク管理の計画立案や実施を可能にする技術を開発する。

内容

- 1) 核融合関連施設、高エネルギー加速器施設等での作業で必要となる被ばく防護服、空気汚染等のモニタリング技術及び作業者の被ばくの解析・評価技術を開発する。
- 2) 放射線作業におけるリスク管理の実施に必要な技術、法令等の情報やこれまでの放射線管理の経験によって得られた知識等を体系的に収集・整理してデータベースを構築し、これを利用して高度かつ均質なリスク管理の判断基準等を提供することのできるエキスパートシステムを開発する。
- 3) 放射線作業における作業者の心理や意識を考慮に入れた放射線防護の最適化の手法を開発する。

[参考 実証試験]

(1) 緊急技術助言対応技術調査

目的

緊急時における原子炉施設内の事故事象の発展等を的確かつ迅速に推論することを支援する緊急技術助言対応システムについての技術調査を行う。

内容

緊急技術助言組織が技術的な助言を行うために必要な基本データと、これらのデータのデータベース化に関する調査を行う。また、基本データと事故時に入手する事故データの迅速な検索・表示や、これらのデータの総合的分析等によって、緊急技術助言組織の専門家を技術的に支援する緊急技術助言対応システムに関する調査を行う。

[参考 実証試験]

(3) 低線量放射線安全評価情報整備

目的

低線量放射線安全評価に係わる情報を整備することにより、原子力発電施設等の従事者及び地元住民並びに国民の立地に対する理解の促進を図る。

内容

低線量放射線の健康影響を評価し、それに伴う放射線リスクを明らかにするのに有用な情報・データを国内外において調査収集し、体系的に整理するための基本的な検討を行う。

[参考 実証試験]

(4) 海洋モニタリングシステム整備調査

目的

原子力発電所等周辺の海洋モニタリングの充実を図るため、無人放射能調査潜水機及び海洋モニタリングポストを用いて海水中の放射能濃度測定及び核種分析をリアルタイムで行える海洋モニタリングシステムを製作し、本システムの導入のために必要なデータの取得を行い、本システムの実用化に資する。

内容

海水中放射能測定技術に関する調査及び遠隔操縦式潜水ロボットによる海洋放射能測定システムの実用化並びに海洋モニタリングポストの設計、製作、試験運用を行う。

[参考 実証試験]

(6) 原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査

目的

現在、原子力発電施設等の安全評価の際の周辺住民の内部被ばく線量の評価は、ICRPによる「作業員による放射性核種の摂取の限度」の線量算定モデル、代謝データ等に基づき行われているが、この評価は、標準的西洋人をもとに行われている。このことから、内部被ばく線量について周辺住民の正しい理解を得るために、日本人代謝モデル等に基づいた内部被ばく線量評価に係る調査等を行う。

内容

日本人に合わせた実効線量当量及び年摂取限度等の計算コードの開発・整備、ICRPのモデルを基本とする線量算定モデルの検討及び日本人等の代謝データ、線量算定に必要な核データ等の調査・整備を行う。

3.11 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第1期（昭和59年度～昭和63年度）

1. 海洋処分に係る安全研究

(1) 処分用廃棄物パッケージの基準化に係るもの

「多重構造パッケージの安全評価試験」

目的

多重構造パッケージの均圧機構に関する試験を行い、基準化及び環境安全評価の裕度の定量化に資する。

内容

均圧機構を設置した多重構造パッケージについて、高水圧下の健全性及び核種浸出性の試験を行い、基準化及び環境安全評価の裕度の定量化に資するためのデータ等を収集する。

2. 陸地処分に係る安全研究

(2) 安全評価手法の整備に係るもの

(ロ) 天然バリアに係るもの

「環境シミュレーション試験」

目的

放射性核種の通気層及び帯水層中の移行を正確に評価するため、自然状態の地層を用いた地中シミュレーション装置により核種地中移行試験を行い、放射性核種の地中移行に関する現実的なデータを収集し、処分場の設計基準及び環境安全評価に資する。

内容

地中シミュレーション装置により放射性核種の通気層中及び帯水層中における移行試験を下記のごとく実施する。

1) 通気層中核種移行試験

地下水位より上部にある通気層の柱状試料を自然状態のまま採取し、地中シミュレーション装置に設置し、放射性水溶液を流下し、放射性核種の濃度減少及び移行速度を求める。

2) 帯水層中核種移行試験

地下水位より下部にある帯水層の柱状試料を採取し、地中シミュレーション装置に充填し、放射性水溶液を流下し、放射性核種の濃度減少及び移行速度を求める。

3) 核種の解析・評価コードの開発

上記1)、2)の試験によって、天然バリアとしての通気層及び帯水層の核種移行阻止効果を評価し、さらに核種地中移行モデルを開発する。

2. 陸地処分に係る安全研究

(2) 安全評価手法の整備に係るもの

(ロ) 天然バリアに係るもの

「放射性核種の地表面等移行試験」

目的

処分施設より放出した放射性核種が地表面へ移行する場合について、地表面環境等を模擬した装置により放射性核種移行試験を行い、低レベル放射性廃棄物の処分の環境安全評価に資する。

内容

地表面環境を模擬した土壌において土壌表面へ移行する放射性核種の挙動を調べ、放射性核種の地表面等移行予測式を得る。さらに、このようにして得られる放射性核種の地表面等移行予測式を用いて、環境安全評価に適用しうる地表面等核種移行モデルを作成する。

2. 陸地処分に係る安全研究

(2) 安全評価手法の整備に係るもの

(ロ) 天然バリアに係るもの

「低レベル放射性廃棄物の陸地処分安全性フィールド試験」

目的

適当な試験サイトにおいて、サイトの特性調査及び放射性核種の地中移行試験を国際協力により行い、低レベル放射性廃棄物陸地処分の安全性を実証する評価手法を確立する。

内容

1) 事前安全性調査

試験予定サイトについて、通気層及び帯水層の厚さ、地下水位、土壌の密度等の基本的地質データを収集し、これに基づき必要な試験サイト面積および放射能の最大使用量を決定し、試験の安全性を確認する。

2) サイト特性調査

試験サイトについて、地質調査及び地下水位調査を行うとともに、土壌試料中の分配係数、拡散係数を詳細に測定する。

3) フィールド試験

フィールド試験施設を整備し、地下水の流動状態をトリチウムをトレーサーとして測定する。更に、放射性核種を用いて、通気層及び帯水層中の核種地中の移行試験を実施する。

4) 安全性評価

試験サイト土壌の放射性核種に対する阻止能力を評価し、環境シミュレーション試験で開発した核種地中移行式を検証する。

2. 陸地処分に係る安全研究

(2) 安全評価手法の整備に係るもの

(ハ) 総合安全評価モデルの整備に係るもの

「総合安全評価モデルの整備」

目的

低レベル放射性廃棄物の陸地処分の環境安全評価に資するため、放射性核種移行経路に対する各評価コードを開発し、それらを統合して総合安全評価モデルを作成する。

内容

低レベル放射性廃棄物のコンクリートビット等を用いた浅層処分における一般公衆への被ばく線量を評価できるモデルを作成する。モデルは人工バリアである処分用廃棄物パッケージからの浸出モデル及び構造物からの漏出モデル、天然バリアである処分サイト地層（通気層、帯水層）中移行モデル、さらに一般環境中移行モデル、生態系移行（食物連鎖）モデル及び被ばく評価モデル等から成る。これらの各モデルについて適合性を検討し、各コンパートメントのモデルをコード化する。そしてそれぞれのコンパートメント間の接続を考慮して統合し基礎的な総合安全評価モデルの開発にとりかかる。さらに、サイトの特性の調査を行うことなどにより、実サイトに適用しうるようモデルを整備していく。

総合安全評価モデルの整備は、下記の計画に沿って行っていくものとする。

- 1> 基礎的総合安全評価モデルの開発
- 2> サイト特性の調査
- 3> 基礎的総合安全評価モデルの検証
- 4> 総合安全評価モデルの改良

(参考：放射性廃棄物安全性実証試験等)

「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」

目的

低レベル放射性廃棄物固化体について、長期にわたる放射性核種の浸出実証試験を行い、低レベル放射性廃棄物の処分に関する安全性を実証する。

内容

原子力発電所等から発生する低レベル放射性廃棄物のセメント固化体等について、海水、陸水及び土壌中における放射性核種の長期浸出実証試験を行い、長期にわたる放射性核種の浸出データを収集し、処分に関する安全性を実証する。

(参考：放射性廃棄物安全性実証試験等)

「低レベル放射性廃棄物陸地処分・敷地外施設貯蔵安全性実証試験」

目的

低レベル放射性廃棄物の陸地処分に係る安全性を確認するため、処分条件下における固化体、処分施設等の性能評価、核種の地中での移行等に関する実証試験を行い、バリアシステムの安全性が確保されることを実証するとともに、これらの成果を総括して総合安全評価手法の開発を行い、陸地処分が安全に実施できることを明らかにする。

内容

1) 人工バリアに係るもの

人工バリアについては、コンクリートピット等を用い浸水に際して、廃棄物固化体からの浸出放射性核種の拡散、浸透性等を調べ、施設的设计基準に資するとともに、人工バリアの安全性を実証する。

2) 天然バリアに係るもの

天然バリアについては、アクチバブルトレーサーを用いたフィールド試験を実施し、核種の地下水による移行挙動及び土壌に対する吸着・離脱現象について検証を行い、天然バリアの安全性を実証する。

3) 総合安全評価手法に係るもの

総合安全評価手法については、人工バリア及び天然バリアに関する安全性実証試験の成果を総括して、処分場予定地に適合した総合安全評価コードシステム及び各種パラメータを整備し、陸地処分の安全性を確証する。

(参考：放射性廃棄物安全性実証試験等)

「極低レベル固体廃棄物の合理的処分安全性実証試験」

目的

極低レベル放射性固体廃棄物の適性化された処分に係る安全性を確認するため、極低レベル放射性固体廃棄物を試験的に処分し、環境影響評価することにより、処分の安全性を実証する。

内容

1) 埋没処分試験

大型研究施設で発生する極低レベル固体廃棄物をそのサイト内で試験的に埋没処分した場合の環境影響評価を行い、処分の安全性を実証する。

2) 焼却処分試験

極低レベル固体廃棄物を焼却処分した場合の環境影響評価を行い、処分の安全性を実証する。

3) 放射能レベル確認装置の整備に係るもの

放射性固体廃棄物のうち放射能レベルが極低レベルであるものを区分、確認するための放射能レベル確認装置を試作設備し測定を行う。

3.12 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第2期（平成元年度～平成5年度）

1. 陸地処分に係る安全研究

(1) 人工バリア及び天然バリアに係る研究

「人工バリア及び天然バリアの強化に関する調査研究」

目的

法令で定める埋設濃度上限値を上回る低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全性を確保するため、当該廃棄物の発生状況等を調査するとともに、処分システムに係る安全性を総合的に評価するために必要な試験研究を実施する。

内容

法令で定める埋設濃度上限値を上回る廃棄物の処分システムに係る安全性を総合的に評価するため下記の調査等を行う。

- 1) 埋設濃度上限値を上回る廃棄物の発生状況調査及び発生量予測
- 2) 多重構造容器に係る耐浸出性及び耐久性の強化並びにこれらの性能評価試験
- 3) 処分施設の高性能化に関する研究
- 4) 天然バリアの水理特性の改良に関する技術開発
- 5) 放射性核種の化学形及び長半減期核種に留意した人工バリアの長期安全性に係る研究

1. 陸地処分に係る安全研究

(1) 人工バリア及び天然バリアに係る研究

「環境シミュレーション試験」

目的

放射性廃棄物に含まれる ^{14}C 、 ^{59}Ni 、 ^{94}Nb 、 ^{99}Tc 等の長半減期核種の地中移行に関するデータを収集し、浅地中処分の安全評価に資する。

内容

浅地中に処分した場合の長半減期核種について、地中シミュレーション装置によりその化学形を考慮して放射性核種地中移行試験を行い、地層のバリア効果を評価するとともに、放射性核種の地中移行式を開発し、安全評価のための核種地中移行モデルの作成に資する。

1. 陸地処分に係る安全研究

(1) 人工バリア及び天然バリアに係る研究

「放射性核種の地表面等移行試験」

目的

処分施設より漏出した放射性核種が地表面に移行する場合及び地層の境界部を移行する場合を想定して、地表面等核種移行モデルを検討し、低レベル放射性廃棄物の浅地中処分の安全評価に資する。

内容

地表面環境等を模擬した土壌において、長半減期核種を含む放射性核種の土壌表面等への移行について、その化学形に留意して挙動を調べ、放射性核種の地表面等移行式を得る。さらに、このようにして得られる放射性核種の地表面等移行式を用いて、安全評価に適用し得る地表面等核種移行モデルを作成する。

1. 陸地処分に係る安全研究

(1) 人工バリア及び天然バリアに係る研究

「低レベル放射性廃棄物の陸地処分安全性フィールド試験」

目的

試験サイトにおいて、天然バリアの特性調査及び放射性核種の地中移行試験を行い、陸地処分の安全評価に資する。

内容

1) フィールド試験

フィールド試験設備を整備し、地下水の流動状況を測定する。さらに、トレーサーを用いて、通気層中の核種移行試験を実施する。

2) 安全評価

サイトの特性調査及びフィールド試験の結果に基づき、低レベル放射性廃棄物の当該試験サイトにおけ

る処分の安全評価を行う。

1. 陸地処分に係る安全研究

(2) 総合安全評価に係る研究

「総合安全評価モデルの整備」

目的

低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全評価に資するため、移行経路に対応した部分的評価モデルを開発し、これを統合することにより総合安全評価モデルを作成する。さらに埋設濃度上限値を上回る廃棄物の処分を対象とした総合安全評価モデルの整備を図る。

内容

低レベル放射性廃棄物のコンクリートビット、モノリス等の処分方式を用いた浅地中処分に伴う一般公衆の線量当量の評価について、これまでに開発されたモデルを統合して総合安全評価モデルを作成する。さらに、埋設濃度上限値を上回る放射能濃度の廃棄物の陸地処分に適用し得るモデルの整備を図る。

1. 陸地処分に係る安全研究

(3) 放射能濃度等の確認に係る研究

「雑固体の濃度測定手法に係る調査研究」

目的

原子力施設より発生する放射性廃棄物のうち、雑固体に内蔵される放射能濃度を定量的に求めるための測定法を開発し、浅地中処分の安全確保に資する。

内容

放射能濃度等の不均一性の高い雑固体について、基礎測定実験を行い、内蔵放射能濃度等を精度よく評価できる非破壊測定手法等を整備する。さらに、雑固体を模擬した試験体と測定装置を作成し、測定手法の有効性を確認する。

1. 陸地処分に係る安全研究

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」

目的

低レベル放射性廃棄物について、長期にわたる放射性核種の浸出実証試験を行い、低レベル放射性廃棄物の処分に関する安全性を実証する。

内容

原子炉施設等から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、濃縮廃液等をセメント等により均質に固化したものと及び金属等の雑固体を固化したものについて、陸水中における放射性核種の長期浸出試験を行い、長期にわたる放射性核種の浸出データを収集して、処分に関する安全性を実証する。

1. 陸地処分に係る安全研究

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」

目的

低レベル放射性廃棄物の陸地処分に係る安全性について、人工バリア及び天然バリアに関する実証試験結果を解析し、バリアシステムの安全性が確保されることを実証するとともに、これらの成果を総合して総合安全評価手法の整備を行い、陸地処分が安全に実施できることを実証する。

内容

1) 天然バリアに係るもの

天然バリアについては、実証試験データ及び補完試験データを解析し、地層（天然バリア）中における放射性核種の移行・挙動を評価し、天然バリアの安全性を実証する。

2) 総合安全評価手法に係るもの

総合安全評価手法については、すでに終了した人工バリアに関する試験の成果及び現在継続して実施中のバリアに関する安全性実証試験の成果を総括して、処分施設周辺の一般公衆の線量当量を評価するための総合安全評価コードシステム及び各種パラメータを整備し、陸地処分の安全性を実証する。

1. 陸地処分に係る安全研究

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」

目的

放射性固体廃棄物のうち放射能レベルが極めて低いものの合理的な処分に係る安全性について、実規模大の埋設及び焼却処分試験を行い、その安全性を実証する。

内容

1) 埋設処分試験

大型研究施設で発生する放射性固体廃棄物のうち放射能レベルが極めて低いものを試験的に埋設した場合の安全評価を行い、その安全性を実証する。

2) 焼却処分試験

放射性固体廃棄物のうち放射能レベルが極めて低いものを簡易型の焼却炉を用いて焼却処分した場合の安全評価を行い、その安全性を実証する。

3) 放射能レベル確認装置の整備に係るもの

放射能レベルが極めて低い放射性固体廃棄物の濃度を迅速に測定するための装置の開発を行う。

3. 再利用に係る安全研究

「低レベル放射性廃棄物の再利用に係る基準整備等に関する研究」

目的

放射性廃棄物の再利用に係る基準整備に資するため、再利用に係る被ばく評価手法を開発する。

内容

原子力施設の廃止措置等によって大量に発生する低レベル放射性廃棄物の再利用を図るため、以下の調査研究を行う。

- 1) 諸外国の再利用に係る規制、基準の現状及び将来計画に係る調査
 - 2) 被ばく評価に必要な基本的パラメータに係る調査
 - 3) 被ばく評価手法の開発
 - 4) 基準策定のための技術的検討
 - 5) 溶融・鋳造工程における放射性核種の挙動等に係る調査
-

3.13 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画・第3期（平成6年度～平成10年度）

1 陸地処分に係る安全研究

(1) 原子炉施設の運転等に伴い発生する放射性廃棄物（濃度上限値を超えないもの）

3) 「廃棄物処分における14C安全評価」

目的

人工バリア及び天然バリアにおける14Cの移行評価試験を実施し、評価用データを取得するとともに、移行評価モデルを開発する。

内容

低レベル放射性廃棄物に含有14Cの人工バリア及び天然バリアでの挙動に関する評価用データを取得するとともに、人工バリア材のうちセメント構築物、天然バリアに関する無機形態及び有機形態の14Cの吸着特性等を明らかにする。

1 陸地処分に係る安全研究

(1) 原子炉施設の運転等に伴い発生する放射性廃棄物（濃度上限値を超えないもの）

5) 「浅地中処分における安全性試験」

目的

浅地中処分の安全性評価に必要な信頼性の高い移行データを実験的に収集するとともに、その結果に基づいた核種移行評価モデルを開発する。

内容

地中移行試験では、これまで得られた試験データを基に各種地層に対する核種遅延効果を評価し、処分システムの安全裕度の確認を進めるとともに長寿命核種の化学形を考慮した試験を実施し、各種浅地層のバリア性能を評価する。地表面等移行試験では、地表面境界を模擬した土壌あるいは岩石等について、核種の移行挙動をその化学形に留意して調べ、核種の地中移行と関連づけた地表面等核種移行モデルの開発を行う。処分環境模擬試験では、これらの地中移行試験で得られた試験データに基づき、処分環境を模擬した長寿命放射性核種の地中移行試験を実施し、これらの浅地中処分における安全性評価を行う。

1 陸地処分に係る安全研究

(2) 原子炉施設の運転等に伴い発生する放射性廃棄物（濃度上限値を超えるもの）

2) 「総合安全評価モデルの整備」

目的

放射性廃棄物の処分方策の確立に資するため、若干深い地層への処分を想定して、総合安全評価手法を開発し、処分する放射エネルギーと被ばく線量との関係を解析し、適切な処分施設概念、埋設深度等を検討する。

内容

処分システムを構成する各要素を対象に、以下に示すような重要なパラメータについて感度解析を実施する。

イ) 人工バリア：核種の溶解度、緩衝材の厚さ、拡散係数及び分配係数

ロ) 天然バリア：透水係数、分配係数、遅延係数、埋設深度、移行距離

ハ) 生態圏：表面水系の配置

さらに、侵入者シナリオを対象に、侵入条件に関する感度解析を実施する。

1 陸地処分に係る安全研究

(3) TRU核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）及びウラン廃棄物

1) 「雑固体の濃度測定手法に関する調査研究」

目的

再処理過程で発生する超ウラン元素を含む各種形態の廃棄物に対応できる非破壊測定技術を開発する。また、密度分布と放射能分布を同時に非破壊的に画像化する技術を利用して、再処理廃棄物パッケージの内部健全性を確認する非破壊検査技術を開発する。

内容

パッシブ中性子法、アクティブ中性子法及びガンマ線トモグラフィ装置を用いて実験を行い、各種廃棄物中に含まれる超ウラン元素の含有量を推定する技術及び廃棄物の内部状態を画像化する技術を開発する。

1 陸地処分に係る安全研究

(3) TRU核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）及びウラン廃棄物
 3) 「TRU核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）の地中処分の安全性についての調査研究」

目的

TRU核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）を地中処分するに当たり、考慮すべき事項を整理、検討し、処理処分を行うための技術基準の策定及び安全確保の考え方の確立に資する検討を行う。

内容

- イ) 諸外国の処分状況の調査
- ロ) ソースタームの検討
- ハ) 処理処分するに当たり考慮すべき事項の整理、検討
- ニ) 処理処分を行うための技術基準の策定及び安全確保の考え方の確立に資する検討

1 陸地処分に係る安全研究

(4) RI 廃棄物及び研究所等廃棄物

1) 「RI 廃棄物及び研究所等廃棄物の処理処分に関する研究」

目的

RI 廃棄物及び研究所等廃棄物の処理処分を実施するため、安全規制及び安全確保の考え方の確立等に資する総合的な研究を行う。

内容

研究機関等における放射性廃棄物に関する実態調査（廃棄物量、放射性核種の種類、放射能濃度、廃棄物の保管状況等）を行い、これらのデータに基づく処理処分を行うための技術的要件の検討及び安全確保の考え方の確立等に資する検討を行う。

1 陸地処分に係る安全研究

(4) RI 廃棄物及び研究所等廃棄物

2) 「廃棄物中の難測定放射性核種の測定に関する研究」

目的

RI 廃棄物及び研究所等廃棄物中に含まれる難測定放射性核種の測定技術の開発を行う。

内容

RI 廃棄物及び研究所等廃棄物中に含まれる難測定放射性核種の測定、定量方法等に関する測定技術の開発を行う。

1 陸地処分に係る安全研究

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

1) 「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」

目的

低レベル放射性廃棄物について、長期にわたる放射性核種の浸出実証試験を行い、低レベル放射性廃棄物の処分に関する安全性を実証する。

内容

原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、濃縮廃液等をセメント等の固化材料により均質・均一に固化したもの及び、金属等の雑固体廃棄物を容器に固化したものについて、陸水中における放射性核種の浸出データを収集して、処分に関する安全性を実証する。

1 陸地処分に係る安全研究

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

2) 「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」

目的

RI 放射性核種トレーサーを用いて現地の天然バリア（難透水性覆土層及び基礎岩石層）を対象にした放射性核種の移行評価試験等を実施し、これら地層の天然バリアとしての核種移行阻止能力を評価して、埋設処分の安全性の実証に資する。

内容

我が国の代表的な浅地層と、難透水性覆土層をそれぞれ対象として、室内試験設備により、14C、60C

o、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{241}Am などの放射性トレーサーを使用して、できるだけ実際に近い条件において行う通常試験と天然バリアを構成する各要素について行う促進試験を実施し、これらの試験結果を解析して天然バリアシステムの核種移行阻止能力を総合的に評価する。

1 陸地処分に係る安全研究

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

3) 「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」

目的

放射性固体廃棄物のうち、放射能レベルが極めて低いものの処分に係る安全性について、実規模大の埋設処分及び焼却処理試験を行い、その安全性を実証する。

内容

イ) 原研のJPDRの解体に伴って発生する放射能レベルが極めて低いコンクリート廃棄物を埋設処分し、その安全性を実証する。

ロ) 放射能レベルが極めて低い可燃物の放射性固体廃棄物を、簡易型の燃却炉を用いて処理し、その安全性を実証する。

ハ) 放射能レベルが極めて低い放射性固体廃棄物の放射能濃度を、迅速かつ正確に測定するための装置の開発を行う。

3.14 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第1期（昭和61年度～平成2年度）

(2) 人工バリアに係るもの

1) 「地層処分施設の安全評価手法に関する研究」

目的

処分場操業期間の安全評価に資する。

内容

高レベルガラス固化体を深地層に搬入し、初期の間は、回収の可能性を保持し、生物圏へ有意な影響がないことをモニタリングによって確認しながら最終貯蔵が行われると考えられる。この段階での安全評価に資するため、次の研究を行う。

i) 地下施設固有の安全確保上の課題を整理するとともに、ガラス固化体の地下への搬入から定置までの各過程における工程解析を行い、考えうる事故を摘出し、安全解析手法を開発する。

ii) 地下深部の自然放射能の変動幅の評価等に必要となるモニタリング手法について研究する。

(2) 人工バリアに係るもの

2) 「ガラス固化体の安全性評価に関する研究」

目的

地層処分で考えうる各種環境下でのガラス固化体の耐久性及び閉じ込め性能を評価し、放射性物質の漏洩・移行等の評価に資する。

内容

ガラス固化体は放射性物質閉じ込めの第1次のバリアであり、浸出量の評価とその前提となる固化体の変質等について評価する必要がある。その試験には高放射性物質の使用が必要となるため、主に廃棄物安全試験施設（WASTEF）を使って、次の試験を行う。

i) 放射性廃棄物中に含まれるアルファ放射体の長期間に亘る放射性壊変現象がガラス固化体に与える影響を評価するため、短期間に多量のアルファ崩壊を起こさせてその影響を調べるアルファ加速試験を行い、ガラス固化体の長期耐放射線性に関する研究を行う。

ii) ガラス固化体による放射性核種の閉じ込め機能を明らかにするため、浸出液の組成、共存物質、温度、失透、放射線等の浸出影響因子等に関する研究を進めると共に、処分条件を模擬した条件での浸出速度及び浸出放射性核種の溶存状態に関する研究を行う。

iii) その他、ガラス固化体の特性に関する試験研究を行う。

(2) 人工バリアに係るもの

3) 「固化体容器（キャニスタ）等の安全性評価に関する研究」

目的

固化体容器等の耐久性の評価に資する。

内容

処分後放射能レベルの高い間は、完全な閉じ込め性を確保しておくことが望ましい。このため、キャニスタ及びオーバーパックについて、その耐久性を評価するため、次の試験を行う。

i) 放射線照射下における金属材料の地下水による腐食試験を行う。

ii) フィールド試験による腐食試験を行う。

iii) 耐久性を評価する上で重要な局部急速破損要因を解明するため、腐食割れ、孔食等の発生機構に関連する試験及び解析を行う。

iv) 深地層環境での金属材料の腐食状況を評価するための計測技術の開発を行う。

(2) 人工バリアに係るもの

4) 「緩衝材、埋め戻し材等の安全性評価に関する研究」

目的

緩衝材、埋め戻し材、グラウト材等の人工バリアの閉じ込め性能の安全性評価に資する。

内容

次の方法により、安全性評価のための研究を行う。

i) 岩盤模擬試験、岩盤内フィールド試験等により、閉じ込めの性能評価に関する試験を行う。

ii) 緩衝材について、放射性核種の吸着特性等に関するホット試験を行うとともに、放射性核種の移行

を抑制する緩衝材の組成を検討する。

(2) 人工バリアに係るもの

5) 「人工バリアからの放射性物質の漏洩・移行等に係る安全評価手法に関する研究」

目的

人工バリアからの放射性物質の漏出機構を体系的に明らかにし、漏出量評価手法を開発する。

内容

安全評価を行う際には、固化体容器等の人工バリアからの放射性物質の漏出の可能性について、処分後どの時点でどの位の量の放射性物質がどのような形態で、どの位の期間に亘って漏出するかを評価することが重要であり、人工バリアからの放射性物質の漏出機構に関する律速過程を体系的に明らかにする必要がある。このため、以下の研究を行う。

i) ガラス固化体中の核種の拡散及び表面での浸出メカニズムの解析結果、処分環境下での地下水中への核種の溶解に関する熱力学的データ等を用いて、超長期に亘る浸出評価手法を開発する。

ii) ガラス固化体、容器、緩衝材等の人工バリア中の核種移行を支配する要因の分析を行い、地下水組成等の相互影響を考慮した放射性物質の漏洩・移行に関する評価手法を開発する。

(2) 人工バリアに係るもの

9) 「人工バリアに係るナチュラル・アナログ研究」

目的

人工バリアの性能を評価する上で有益な地層処分と類似の自然現象に関する調査研究を行い、長期に亘る人工バリア性能の信頼性評価に資する。

内容

i) 天然ガラス（黒耀石、玄武岩質ガラス等の火山性ガラス）について、温度、水分、地質等の異なる環境下における存在状況等の調査検討を行う。これら天然ガラスと廃棄物含有ホウケイ酸ガラスとについて水に対する浸出メカニズム、表面変化層の形成とその組成変化、各元素の浸出率、ガラスとしての安定性等に関して比較研究を行い、両者の類似点、相違点を明らかにすることにより、廃棄物含有ガラス固化体の長期に亘る変化プロセスを解明し、その安定性の評価を役立てる。

ii) 廃棄物パッケージを構成する各種金属（鉄、銅等）の長期に亘る腐食の要因、プロセス、メカニズム等の検討を行うため、鉄鉱床、銅鉱床等についての類似の地質現象の他、鉄剣・銅鐸等の歴史的出土品の保存状況についての調査・検討を行う。

iii) ベントナイト等の緩衝材の長期安定性等の性能評価を行う上で、ベントナイトと水との化学反応、温度の影響についての検討が重要である。このため、粘土質岩の続成作用、地下温度上昇に伴う粘土質岩の変質等の類似の地質現象について研究する。

(3) 天然バリアに係るもの

2) 「処分場周辺の岩盤の安定性に係る安全性評価に関する研究」

目的

岩盤の構造強度及び岩盤特性への熱の影響の評価に資する。

内容

地層による閉じ込め性の確保には、処分孔周辺の岩盤の状態を良好に保つことが重要である。そのため、ガラス固化体からの熱及び岩盤掘削が岩盤特性に及ぼす影響を評価する必要がある。その評価手法を開発するため、次の試験を行う。

i) 模擬キャニスタの加熱試験等により、熱による周辺岩盤の亀裂変化、熱対流、熱拡散等に関する試験を行う。

ii) 岩石の基礎物性試験を行うとともに、岩盤内フィールド試験を行い、地下水流の変化等、処分場掘削工事による岩盤への影響を調べる。

(3) 天然バリアに係るもの

4) 「天然バリアによる閉じ込め性能の安全評価手法に関する研究」

目的

地層中における放射性核種の移行及び地下水理に関する試験並びに基礎的データの収集・整備を行い、地層による放射性核種の閉じ込め性能の安全評価に資する。

内容

地下水挙動や放射性核種の移行等、天然バリアの核種閉じ込め性能の評価に重要な因子の把握を行うとともに、必要なデータを蓄積する。

i) 岩盤内フィールド試験場で、深地下の水質及び水流特性の測定・評価並びに核種移行のコールド試験（放射性物質を使用しない試験）を行う。また、カナダ、スイス等との国際協力により、花崗岩内地下実験場において、放射性核種等を用いたフィールド実験を行い、核種の拡散・移行データ、地下水データ等を入手し、評価解析等を行う。

ii) WASTE F等において、高濃度の放射性核種を用いた岩石への吸着及び拡散に関する試験研究を行う。

iii) 放射性核種の深地層中での溶存状態、反応速度、岩石への吸着機構等に関する基礎的研究を行う。

iv) 諸外国との国際協力及びWASTE F等における試験研究並びに大学等関係機関との研究協力を通じて、広汎なデータの蓄積、評価解析を行うとともに、熱力学的データ等の基礎的データ・ベースの整備を行う。

(3) 天然バリアに係るもの

5) 「天然バリアの安全評価コードの開発」

目的

地質環境データ及び核種移行に関する熱力学的データを入力データとする数値解析を行い、天然バリアの性能の定量的評価に資する。

内容

地下水理解析コードと核種移行評価コードを骨格とする次の内容のコードを開発する。

i) 地下水圧、透水率、地形データ等を入力データとして地下水流を評価するための計算コードの開発を進める。

ii) 地下水流解析コードによって求められた流速分布、地層特性並びに核種移行に関する熱力学データ等を入力データとして、地層中での核種移行速度を評価するための計算コードの開発を進める。

iii) フィールド試験の結果、コードの国際比較等により、上記のコードの検証を行う。

(3) 天然バリアに係るもの

8) 「天然バリアに係るナチュラル・アナログ研究」

目的

天然の放射性核種の分布状態、地下深部の鉱物の存在状態等、天然事象の中から地層処分システムの性能を評価する上で類似の事象を抽出し、長期にわたる天然バリア中での核種移行等に関する安全性及び信頼性の評価に資する。

内容

一千万年以前に生成されたウラン鉱床等について、核種移行現象等地層中での核種挙動に関する調査を行い、長期的・地球科学的観点から天然バリアの安全性及び信頼性を把握する。このため、動燃東濃鉱山や、OECD/NEAのナチュラル・アナログ計画が実施されるオーストラリア等において、以下の研究を行う。

i) ニアフィールドにおける核種の化学系、化学種の濃度と沈澱の生成等の研究を行うため、花崗岩中の地下水の分析、土壌及び堆積物中のアクチニド及び娘核種等の分析、地下水、河川水、湖水のTh及び娘核種等の分析、精錬所鉱滓捨て場近くの地下水中のRaの分析等を行う。

ii) 溶液中核種の鉱物表面への吸着等による遅延メカニズムを明らかにするとともに、核種移行過程に大きな影響を与えるコロイド物質等の挙動も考慮しつつ、国内外のウラン鉱床等の地質現象について、核種の移行、吸着データの収集、評価を行う。また、岩石割れ目の中の変質鉱物生成による地下水流動遅延の可能性を明らかにするため、核種岩石中の割れ目とその生成時期、変質鉱物の生成機構と生成時期、割れ目断面組成等の調査を行う。

iii) 酸化・還元に敏感な化学種の挙動、岩石・鉱物中のFe²⁺の緩衝作用への寄与、鉄の腐食作用によるFe(OH)₂の緩衝作用への寄与等の評価を行うため、ウラン鉱床の移動等の地質現象における核種の挙動等について調査を行う。

iv) 天然バリアの隔離機能に対する断層等の影響を推定するため、ウラン鉱床内の断層と天然核種の移行、挙動との関係について調査する。

v) 鉱脈型ウラン鉱床周辺の核種の移行過程について評価を行うため、花崗岩の微細構造、微量元素分

析等を行い、花崗岩中における長期間に亘る核種の拡散のメカニズムを解明する。

vi) 80～200℃程度の温度条件において、漏出した核種が地層中に固定化する現象を評価するため、貫入岩の周辺、地熱帯における熱水作用等の類似の地質環境における鉱物の安定性を調査する。

vii) 放射線の影響により水が分解し、水素や過酸化水素などの酸化剤となる物質が生成されることが考えられるが、これらの生成物が周辺環境に及ぼす化学的影響、生成物による元素の輸送等を評価するため、オクロ現象等が起こった地質環境について調査を行う。

(4) 総合安全評価に係るもの

1) 「地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究」

目的

地層処分の安全性の総合的な評価に資する。

内容

個々の評価因子や評価パラメータに関する詳細な研究に加えて、地層処分システム全体としての安全性を評価するための、次の研究を行う。

i) 処分後の時間経過に対応し、設計ベース、非設計ベースの評価シナリオを抽出し、安全性を判断するための評価モデルを作成し、パラメータを整理する。

ii) 地層から漏洩した場合の高レベル放射性廃棄物特有の長寿命核種の公衆に与える放射線被ばくの程度を評価するため、次の研究を行う。

- ・地層から流出した地下水からの土壌への長寿命核種の吸着と溶離機構を究明し、生態活動に関与する放射性核種の量を評価する手法を開発する。

- ・農作物及び淡水生物を通じて人体に移行する長寿命核種の量を計算するモデルを設定するとともに、移行係数等の入力データを測定する。

- ・海洋に流出した場合を想定して、水中懸濁物への吸着と沈降、海底堆積物への吸着、堆積物から生物への移行など、海洋中での長寿命核種の挙動を究明する。

iii) 地層処分における核種移行の個々の段階について開発した評価モデルを統合した統合モデルを作成し、地層処分システムの総合安全性を評価する手法を開発する。また、総合安全評価を行うための入力データを収集・整理する。

(4) 総合安全評価に係るもの

3) 「地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究」

目的

地層処分システムの安全性を、種々の要因による不確かさを含めて総合的に評価し、安全評価手法の開発に資する。

内容

地層処分システムの安全評価は、評価モデル及び使用パラメータの不確かさならびに評価シナリオの不確かさを必然的に伴い、将来に亘るを長期間の評価においては、これらの不確かさの評価が重要となる。このため、以下の研究を行う。

i) 処分場から漏出した放射性核種により、地層、生成圏を経て人体が被ばくする線量を評価する手法を開発する。

ii) 評価に用いられるパラメータの不確か性を確率分布関数として取り扱う手法並びに感度解析及び不確かさ解析の手法を開発する。

iii) 評価結果についての感度解析及び不確かさ解析を行い、重要なパラメータを抽出する。

iv) 地殻変動等の長期的に不確かな事象を取り扱う手法の開発に必要なデータを整理する。また、このような事象を考慮した評価シナリオの設定の検討を行う。

(5) TRU廃棄物に係るもの

1) 「TRU廃棄物の安全性評価に関する研究」

目的

TRU廃棄物の処分に係る指針・基準の設定に資する。

内容

TRU廃棄物は、形態が多種類であり、発生量も比較的多い。そこで、合理的処分概念を確立する観点から、区分等に関する指針・基準等を設定するための基礎資料を整備する。

- i) TRU廃棄物中の放射性核種の形態及び含有量等の基礎的な調査を行う。
 - ii) TRU廃棄物の特性に応じた処分方法について、安全評価に必要な次のデータを求める。
 - ・各種固化体の浸出性、耐久性、機械的特性、耐放射線性等及び容器の腐食漏洩等に係るデータ
 - ・緩衝材等人工バリア材中での収着特性データ
 - ・各種処分環境の土壌、岩石中でのTRU核種の収着・移行データ
 - iii) 処分方法に対する総合安全評価手法を開発し、区分等に関する指針・基準等の設定の基礎資料とする。
-

3.15 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画・第2期（平成3年度～平成7年度）

3. 1 地層処分の安全性に関する基本的な研究

1) 安全に関する基本的考え方と安全評価の考え方等に関する研究

目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分における安全性を確保するうえで、基本的な事項である安全に関する考え方について調査・研究し、また安全評価基準の設定に関する研究を実施することによって、地層処分に対する国民の合意形成と研究開発成果の評価に資する。

内容

「高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する基本的考え方と技術基準」（IAEA 1989年）を参考に、我が国の状況を踏まえて高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する意見を取りまとめるとともに、地層処分の安全確保にとって基本的となる事項について調査・研究する。また、これらの考え方を参考にし、地層処分に関する安全評価、基準・指針等に係る基本的考え方に関する研究を行い、さらに、その設定手順、設定方法等に関する研究を実施する。このため、以下の研究を行う。

i) 地層処分の安全性に係る基本的考え方に関する研究

将来世代への負担、制度的管理の必要性、将来世代への影響、国境外への影響等

ii) 地層処分の安全評価、基準・指針等に係る基本的考え方に関する研究

安全評価の対象となる事象、安全評価シナリオに対応した評価尺度に関する事項、安全評価手法、安全評価の評価期間等

iii) 安全評価・基準・指針等の設定手順、設定方法等の検討

iv) 安全評価に係る基準等の定量的検討

安全評価に係る基準について、我が国で想定される処分システム概念の代表例をいくつか想定し、感度解析及び不確かさ解析を実施し、解析結果に基づいた定量的な検討を行う。

3. 1 地層処分の安全性に関する基本的な研究

2) 安全評価シナリオに関する基礎的な研究

目的

地層処分の長期的な安全評価において、考慮すべき事象、プロセス、特性等を調査・検討し、我が国の自然環境、社会環境等の諸条件を考慮して安全評価の対象とすべき合理的な評価シナリオを設定する。

内容

地層処分システムに係る研究開発の進展に対応して、各段階における安全評価で対象とすべき評価シナリオを設定するため、以下の研究を行う。

i) 我が国の地層処分の研究開発の進展に対応して、シナリオを合理的に設定・解析する手法を研究開発する。

ii) 我が国の自然環境、社会環境、処分システム概念等を考慮して、処分システムの安全性に影響を与える可能性のある事象、プロセス、特性等を出来る限り広範囲に抽出し、相互の因果関係を明確にするるとともに、これらの事象等の長期的発生確率の予測に資するデータを収集する。

iii) 上記の抽出項目を類型化及びスクリーニングする基準の設定に関する研究を行うとともに、この基準に基づいて、我が国において想定し得る処分システムの諸条件を勘案して、事象等の類型化及びスクリーニングを行い、安全評価シナリオに取り入れる事象、プロセス、特性等のリストを作成する。

iv) 最終的なリストを組み合わせて、安全評価の予備的評価シナリオを作成する。さらに、処分システムの長期的な安全性に影響を及ぼす可能性のあるシナリオを選定するための判断基準に関する研究を行う。

v) 安全評価シナリオでの想定事象の長期的な経時変化を定量的に予測するため、処分環境の長期的変化を予測するシミュレーション手法を開発する。

3. 1 地層処分の安全性に関する基本的な研究

4) 安全評価に用いる解析手法・モデル・データの品質保証に関する研究

目的

地層処分システムの安全解析の信頼性を向上させるとともに、信頼度を定量的に評価することを目的として、総合的な解析手法及び解析手法で用いられる個々の解析モデル並びにデータの品質保証プログラムを研究開発する。

内容

安全評価に用いられる様々な解析手法及び解析モデルについて、国際的なベンチマーク試験に参加してそれらの妥当性を検証するとともに、解析手法（計算コード）の信憑性を保証するためのプログラムを作成する。さらに、解析に用いられるデータの品質を保証するプログラムの作成と、安全評価プログラムの総合的な品質を管理するシステムの構築に関する研究を実施する。

i) 解析手法を構成する個々の解析モデルの妥当性を、実験データに基づいて検証するため、逆解析を容易にする2次微分項に関する感度解析手法を開発する。また、INTRAVAL（地中核種移行モデルの実証に関する国際協力研究）等国際協力研究を通して、実験データに基づいて、各種地層媒体を対象に、地下水流及び核種移行解析モデルの検証を進める。さらに、処分施設からの核種漏洩量評価モデルの妥当性を検証するため、固化体からの放射性核種の溶解・浸出、金属容器の腐食、緩衝材中の核種の拡散・吸着等に関する実験データに基づいて、部分的現象に関するモデルの適合性を調べる。

ii) 評価に用いられる様々な解析手法（計算コード）の品質を定量的に把握するのに必要なベンチマークを設定するための研究、及び設定したベンチマークを用いて解析手法の品質を評価するプログラムを作成する。

iii) 評価に用いられる膨大で、多岐にわたるデータの品質を、サンプリング手法、分析方法及びデータの解析手法との関連で管理するため、以下の項目に従ってデータの品質を保証するプログラムを開発する。

- ・データの系統的分類
- ・分類に対応した品質保証の指標設定
- ・品質保証プログラムの作成
- ・品質管理システムの構築

3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究

1) 人工バリア要素の安全評価に関する研究

目的

地層処分で想定される核種環境条件の下で、ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材等の核種閉じ込め機能に関する試験研究を行うとともに、評価手法（計算コード）を開発し、人工バリアからの核種漏洩の評価に資する。

内容

人工バリアシステムの核種の閉じ込め性能を評価するため、以下の試験研究を行うとともに計算コードを開発する。

i) 処分後のガラス固化体中の放射性核種の処分条件（還元性雰囲気、地下水特性、地下水流速等）下における浸出機構、固化体変質に及ぼす放射線の影響等を解明する研究を行い、ガラス固化体の長期浸出量予測モデルの開発に必要なデータを取得する。さらに、実際の高レベル放射性廃液をガラス固化した試料を用いて、ガラス固化体の安全性に関する確証的データを所得する。

ii) 処分環境を模擬した条件下での金属材料の腐食、孔食等の発生要因に着目した耐食性試験を行う。これらの試験を通して、腐食状況の計測技術を開発するとともに、腐食量の予測手法を開発する。

iii) 緩衝材中の粘土鉱物等の変質機構の研究を行い、緩衝材の長期安全評価モデルを開発する。

3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究

2) 人工バリアシステムにおける放射性核種の移行に関する研究

目的

地層処分システムにおける、人工バリアの核種移行に関する挙動を明らかにして、人工バリアシステムの長期閉じ込め性の評価に資する。

内容

人工バリアの核種移行に関する性能を明らかにするため、緩衝材中の核種の移行挙動について、処分環境を想定した試験を実施し、核種の浸出及び移行挙動を解明する。

i) 放射性核種の緩衝材への吸・脱着挙動を検討し、放射性核種の緩衝材中移動モデルを確立する。

ii) ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材を組み合わせた複合係での浸出、移行に関する研究を行い、人工バリア中の核種移行に関する挙動を明らかにするとともに複合係のモデルを開発する。

3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究

3) 人工バリアのナチュラルアナログ研究

目的

人工バリアの各構成要素に関して、履歴の明らかな天然類似現象を抽出し、それらの挙動を明らかにすることにより、人工バリアの長期的な核種閉じ込め機能評価の信頼性の向上に資する。

内容

i) 天然ガラス（玄武岩質火山ガラス等）について、変質期間、温度、水分、地質等の異なる環境下における変質状況等の調査検討を行う。また、廃棄物含有ホウケイ酸ガラスについて水に対する浸出実験を行い、両者の表面変質層の形成とその組織変化、元素の浸出率等に関して比較研究を行い、ガラス固化体の長期の浸出率を求める。

ii) 天然鉱物の α 線損傷によって非晶質化したメタミクト鉱物（非晶質化した鉱物）と照射試料の比較観察により、固化体の放射線損傷のメカニズムを解明する。

iii) 廃棄物のパッケージ材料（鉄等の金属）の長期に亘る腐食の要因、プロセス、機構等の検討を行うため、同類材料である埋設鋼管、歴史的出土品等について調査・検討を行う。

iv) ベントナイト等の緩衝材の長期的安定性を評価するため、天然ベントナイト等の変質及び続成作用の検討を行い、ベントナイトと水との化学反応及びその影響を明らかにする。

3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究

4) 地下水の水理地質学的特性に関する研究

目的

広域から局部にわたる地下水流動特性を把握する目的で、地下水の流動に関する情報を収集するとともに地下水流動モデルを開発し、水理地質特性の評価に資する。

内容

我が国における水理地質学的特性を把握するためには、地形の起伏、降雨の影響等を含めた広範囲な調査が必要となる。そのために対象としている領域を地表面・被覆層と中・深層水理に分け、それぞれのモデル化を図るとともに、広域から局部の流動特性を評価する研究を実施する。

i) 被覆層水理調査においては、空中写真による地形判読、地形図による水系判読、河川流量、降雨量等の水理定数測定によって被覆層の水収支を明らかにする。

ii) 中・深層水理調査では、ボーリング孔を利用し、透水係数などの水理定数を測定し、中・深層における水収支を明らかにする。

iii) 被覆層、中・深層の多孔質媒体と亀裂性媒体を対象とした水理モデルを開発し、原位置での試験データを用いて深部地下水の流動特性について評価する。

iv) OECD/NEA及びカナダと国際協力を通じ広汎なデータの集積を図る。

v) 広域の地下水流動評価に資するために地下水の酸素・水素同位体、ウラン・ラジウム同位体等について研究を行う。

vi) 水理地質特性に重要な役割を果たす岩盤亀裂について、測定・評価手法を開発する。

3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究

5) 地下水の地球化学的特性に関する研究

目的

放射性核種の移行挙動にとって重要な因子となる地下水の地球化学的特性について、放射性核種の移行モデル作成に資する。

内容

表層から地下深部にわたる地下水の地球化学的特性を把握するために、地表水系、深部ボーリング、原位置試験場等において特性値の取得と分布及びその成因の推定を行う。

i) 地下深部における地下水の酸化還元電位、pH及び温度の分布について把握する。

ii) 地下深部における地下水の化学組成の分布について把握する。

iii) 地下水-岩石の相互作用の研究により、地下水の酸化還元電位及び化学組成の変化について評価し、その正確な分布把握の推定に資する。

3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究

6) 天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究

目的

地下深部から地表面にいたる放射性核種の移行に関する研究を行い、天然バリアの性能の評価に資する。

内容

i) アクチニド等の水溶液中における存在状態、溶解・沈殿・吸着など化学的性質に関し、処分環境を模擬した条件下で実験を行う。また、岩石中及び堆積物中の鉱物や微量元素の存在状態を調べる。

ii) 岩石中の放射性核種に対する吸着機構を解明するため、分配係数、拡散係数等を測定するとともに、放射性核種等が岩石中を移行する際の各パラメータ評価とその影響を検討する。

iii) 国際協力により、放射性核種を用いたフィールド及び地下実験設備で実験を用い、核種の移行データ及び地下水データの解析・評価等を行う。

iv) 天然バリアの放射性核種移行遅延機能を定量的に評価するため、数値解析手法による地下水解析コード及び放射性核種移行解析コードを開発する。

3. 2 多重バリアシステムの安全評価に関する研究

7) 天然バリアのナチュラルアナログ研究

目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分により生じると想定される現象と類似した天然現象を抽出し、地層・地下水・核種の挙動、状態を明らかにすることにより、天然バリアの核種移行遅延機能を評価し、高レベル放射性廃棄物処分の安全性評価に資する。

内容

i) ウラン鉱床等を利用して、鉱床を切る断層及び周辺における核種移行評価、花崗岩中における核種のマトリックス拡散に関する研究、コロイド・有機物の研究、鉱石試料を対象とした放射平衡の測定、鉱物相の同定と鉱物相中での核種の定量及び吸脱着試験を実施する。

ii) 廃棄物中の長寿命放射性核種の移行挙動を類推するため、岩石中のU・Th系列核種又は希土類元素の存在量を測定し、得られる非平衡値及び希土類元素の濃度分布の解析を行う。

iii) 金属鉱床とその周辺変質帯に着目し、風化、変質、分解等の諸作用が及んだ際の指標とする核種の挙動を解析する。

3. 3 総合安全評価手法の研究

1) 地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究

目的

高レベル放射性廃棄物等の地層処分に伴う、被ばく線量をシステムとして総合的に評価する手法を研究開発し、地層処分システムの安全性の総合的な評価に資する。

内容

地層処分システム全体としての安全性を評価するため、総合安全評価モデル（計算コードシステム）を開発すると共に、各種の安全性評価試験・研究の成果を総合して最適なモデルパラメータ値を収集・評価し、安全評価に必要なデータベースとして整備する。このため、以下の研究を行う。

i) 廃棄体から人間環境に至る放射性核種の移行経路に介在する可能性のある種々の要素（人工バリア、天然バリア、一般環境・生態系等）について、総合化することを目的として個々の評価モデルを開発・整備する。

ii) 上記の個別評価モデルを、安全評価で対象とすべき評価シナリオ毎に連結し、処分に起因する被ばく線量を総合的に評価する計算コードとその管理システムを開発する。

iii) 主として人工バリア及び天然バリアの評価に必要なモデルパラメータの最適値及びその分布を、国際協力研究等を含めて、種々の安全性評価研究の成果に基づいて収集・評価し、データベースとして構築・整備する。

3. 3 総合安全評価手法の研究

2) 地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究

目的

地層処分システムの長期的な安全性を、種々の要因による不確かさを含めて評価し、安全評価手法の確立に資する。

内容

地層処分システムの長期的な安全性の評価結果には、評価モデル、モデルパラメータ値による不確かさ及び評価シナリオに伴う不確かさが必然的に含まれる。これらの不確かさを定量的に評価するため、以下の研究を行う。

- i) 処分場から人間に至る放射性核種の移行経路について、確率論的評価に適した評価モデルを開発する。
 - ii) 評価に用いるモデルパラメータ値の確率分布関数から、パラメータ値をサンプリングする手法及び安全評価上重要なパラメータを抽出するための感度解析・不確かさ解析のための手法を開発する。
 - iii) 上記の評価モデル、サンプリング手法、感度解析・不確かさ解析手法を結合し、確率論的評価手法(計算コードシステム)を開発する。
-

3. 4 TRU廃棄物に関する研究

1) TRU廃棄物の安全評価手法に関する研究

目的

TRU廃棄物の処分に係る指針・基準の策定及び安全評価手法の確立に資する。

内容

TRU廃棄物の概念の確立及び安全評価手法の整備を目的として、以下の評価モデルをシステム化した総合安全評価手法を整備する。

- i) 人工バリアからの放射性核種の漏洩挙動を評価する人工バリア核種漏洩評価モデル
 - ii) 漏洩した放射性核種の天然バリアにおける移行挙動を評価する天然バリア核種移行評価モデル
 - iii) 地層を移行し、表面水系に達した放射性核種の生活環境における挙動を評価する一般環境・生態系核種移行評価モデル
 - iv) 周辺の公衆への被ばく線量を評価する線量評価モデル
 - v) 異常時における被ばく線量を評価する異常時評価モデル
-

3.16 放射性廃棄物安全研究年次計画・第1期（平成8年度～平成12年度）

2-1 浅地中処分

(2) 「雑固体の放射能濃度等の測定手法に関する調査研究」

目的

TRU 核種を含む各種形態の廃棄物の非破壊分析法を確立する。

内容

パッシブ中性子法、アクティブ中性子法及びガンマ線トモグラフィ装置を用いて、原子力施設から発生する TRU 核種を含む様々な形態を有する廃棄物に対応できる非破壊測定技術を開発する。また、放射性廃棄物パッケージの内部健全性を確認するための、密度分布と放射能分布を同時に非破壊的に画像化する技術を開発する。

2-1 浅地中処分

(3) 「アルファ廃棄物浅地中処分の安全評価の基本的考え方に関する研究」

目的

アルファ核種を有意に含む研究所等廃棄物、ウラン廃棄物等の処分に係る安全確保の基本的考え方及び安全評価の確立に資する。

内容

天然にも存在し、長寿命で崩壊連鎖を持つアルファ核種を有意に含む様々な放射性廃棄物の処分概念、被ばく経路及び評価シナリオの検討を行い、これらの要因に関する定量的解析結果に基づいて、安全確保及び安全評価の考え方を取りまとめる。

2-1 浅地中処分

(4) 「TRU 核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）浅地中処分の安全性に関する研究」

目的

TRU 核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）の浅地中処分に係る安全基準の策定に資する。

内容

TRU 核種を含む放射性廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）の地中処分の安全評価において、考慮すべき被ばく経路及び評価シナリオを同定し、放射線影響を評価することにより、濃度上限値の設定等に資する。

2-1 浅地中処分

(5) 「RI 廃棄物及び研究所等廃棄物の処理処分にに関する研究」

目的

RI 廃棄物及び研究所等廃棄物の処理処分に係る安全確保の考え方及び技術基準の策定に資する。

内容

研究機関等から発生する放射性廃棄物に関して、処分の安全性検討の観点で特に重要な放射能インベントリー等の推定に必要な含有核種、放射能レベル等についての実態調査を行うとともに、複数の処分システムを想定し、これらの実態調査データ等を利用した安全性評価を実施する。また、想定した処分システムの安全性に係る評価結果を比較検討することにより、その得失を明らかにし、RI 廃棄物及び研究所等廃棄物に係る最適な処分システムを構築する。

2-1 浅地中処分

(6) 「浅地中処分における安全性試験」

目的

TRU 核種を含む廃棄物（アルファ放射能濃度が比較的低いもの）等についての浅地中処分に関する安全評価に必要な核種移行データの取得を行い、安全評価に資する。

内容

これまで得られた試験データを基にして、ベータ・ガンマ核種を対象に地中移行試験により各種浅地層に対する核種遅延効果を評価し、処分システムの安全裕度の確認を進める。未攪乱浅地層試料を用いて、長寿命放射性核種等を対象に化学形を考慮した地中移行試験を実施し、より現実的な核種移行データを収

集することにより各種浅地層のバリア性能を評価する。さらに、得られた試験結果に基づき、放射性核種の化学形や地質環境を考慮した吸着モデル等を取り入れた現実的な放射性核種移行評価モデルの開発を行う。

2-1 浅地中処分

(9) 「安全評価モデルの整備」

目的

アルファ核種を有意に含む廃棄物の処分を想定した安全評価手法を開発し、安全評価に資する。

内容

今までに開発した評価モデルを処分システムに対応してシステム化し評価コードを整備し、被ばく経路及び評価シナリオの重要度解析を行い、想定される処分システム概念において考慮すべき被ばく経路及び評価シナリオを検討するための定量的情報を整備する。

イ) 評価コードの整備

想定される処分システム概念に対応した種々の被ばく経路及び評価シナリオを考慮して、評価コードをシステム化し、一連の解析を実施できる評価コードを整備する。

ロ) 被ばく経路の重要度解析

種々の処分概念に対応した被ばく経路について線量を解析し、処分概念毎に被ばく経路の相対的重要度を明確にする。

ハ) 評価シナリオの重要度解析

想定される評価シナリオについて線量を解析し、各処分概念毎に評価シナリオの相対的重要度を明らかにする。

2-1 浅地中処分

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

(2) 「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」

目的

低レベル放射性廃棄物について長期にわたる放射性核種の浸出実証試験を行い、低レベル放射性廃棄物の処分に関する安全性を実証する。

内容

原子炉施設等から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、金属等の雑個体廃棄物を容器に固形化したものについて、陸水中における放射性核種の浸出データを収集して、処分に関する安全性を実証する。

2-1 浅地中処分

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

(3) 「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」

目的

放射性核種トレーサーを用いて現地の天然バリア（難透水性覆土層及び基礎岩石層）を対象にした放射性核種の移行評価試験等を実施し、これら地層の天然バリアとしての核種移行阻止能力を評価して、埋設処分の安全性を実証する。

内容

我国の代表的な浅地層である堆積岩として砂岩及び凝灰岩を、難透水性覆土層として砂ベントナイト混合層をそれぞれ対象として、室内試験設備により、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{241}Am などの放射性トレーサーを使用して、地質、水文、水理などについてできるだけ実際に近い条件において行う通常試験と、天然バリアを構成する各要素について促進した水理条件において行う促進試験とを実施し、これらの試験結果を解析して天然バリアシステムの核種移行阻止能力を総合的に評価する。

2-1 浅地中処分

(参考：電源開発促進対策特別会計による実証試験)

(4) 「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」

目的

放射性固体廃棄物のうち、放射能レベルが極めて低いものの処分に係わる安全性について、実規模大の埋設処分試験及び焼却処理試験を行い、その安全性を実証する。

内容

イ) 原研の JPDR の解体に伴って発生する放射能レベルが極めて低いコンクリート廃棄物の埋設処分試験を行い、その安全性を実証する。

ロ) 放射能レベルが極めて低い可燃物の放射性固体廃棄物を、簡易型の焼却炉を用いて処理し、その安全性を実証する。

ハ) 放射能レベルが極めて低い放射性固体廃棄物の放射能濃度を迅速かつ正確に測定するための装置の開発を行う。

2-2 地層処分

(4) 「人工バリア要素の安全性に関する研究」

目的

地層処分想定される各種環境条件の下で、固化体、オーバーパック、緩衝材等の核種閉じ込め機能等に関する試験研究を行うとともに、人工バリアシステム全体の安全評価手法を開発し、処分システムの安全評価に資する。

内容

イ) 核種移行機構の解明

長半減期 TRU 核種に注目し、処分環境を模擬した条件で各種の固化体からの TRU 核種の浸出試験及び TRU 核種の緩衝材への吸着試験を実施し、処分条件下での固化体の浸出機構及び放射性核種の緩衝材中移行機構を解明する。

ロ) 安全評価モデルの確立

処分環境雰囲気、地下水の流れ、共存物質（キャニスタ、オーバーパック、緩衝材）等処分環境を考慮した条件でガラス固化体の浸出実験及びオーバーパックの腐食試験を実施し、長期耐久性評価モデルを確立する。また、ベンナイトの変質に係る室内実験結果と天然において実際に変質したベンナイトの調査結果の比較検討を行い、ベンナイトの変質による性能劣化の定量的評価を行う。さらに、緩衝材と地下水との相互作用を評価するとともに、放射性核種の緩衝材への吸・脱着機構に基づき、放射性核種の緩衝材中移行モデルを確立する。これらの成果に基づき、人工バリアシステムを総合的に考慮した安全評価モデルの開発を行う。

2-2 地層処分

(7) 「人工バリア要素（緩衝材等）に関する研究」

目的

人工バリアシステムの構成要素のうち特に緩衝材について放射性核種の吸着性能把握を行い、人工バリアの健全性評価に資する。

内容

放射性核種の緩衝材（ベントナイト）への吸着には、いくつもの吸着形態が考えられ、脱離し易く地下水に戻されやすい形態もあれば、固定されて移動しない形態もある。また、吸着性能は緩衝材の種類によって異なる。そこで、緩衝材の吸着性能の把握と性能の向上のために以下の研究を進める。

イ) TRU 核種を吸着する能力の高いリン酸系鉱物等を添加した緩衝材の TRU 保持能力を評価する。

ロ) 緩衝材の構成要素として様々な化学組成、構造を有する膨潤性層状化合物を合成し、それらの止水性や核種吸着能を検討して緩衝材の性能の把握に努める。

ハ) 緩衝材の構成要素が持つ放射性核種やその移行に係わる物質の固定、遅延メカニズムとその能力の把握、放射性核種が固定、吸着した後の緩衝材の性能への影響評価を行う。

2-2 地層処分

(10) 「深層地下水の流動特性に及ぼす基本要因に関する研究」

目的

深部地下水の流動特性機構を解明し、我が国の深部地質特性に応じた水理地質モデルを構築し、水理地質特性の評価に資する。

内容

イ) 天然の地下水に含まれる水素・酸素等の安定同位体を測定し、地下水起源解析により深部地下水の長期にわたる流動経路を明らかにする。

ロ) 地下水の ^{14}C 等の地下水年代測定値を用いて地下水の滞留時間を推定する。

ハ) ジオトモグラフィーに関する基礎的研究を行い、比抵抗トモグラフィーにより水みちとなる岩盤亀

裂の分布を明らかにする。

2-2 地層処分

(13) 「天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究」

目的

天然バリア中での核種の移行評価に必要な核種移行データを取得するとともに、天然バリア中の核種移行評価モデルを開発し、地層処分の安全評価に資する。

内容

イ) 鉱物・岩石と核種の相互作用

カナダとの国際協力により、深層条件下での放射性核種移行実験を地下実験設備及びフィールドで行う。放射性核種移行実験の解析に必要な基礎的なデータを取得するとともに、主に還元性環境中において天然賦存物質とアクチニド元素との相互作用等に関する基礎実験を実施し、核種移行に関連する反応機構を解明する。

ロ) 天然バリア中核種移行解析モデルの確立

アクチニド等の水溶液中における存在状態、溶解、沈殿、吸着等化学的性質に関し、処分環境を模擬した条件下で実験を行う。特に、岩石中の放射性核種の移行を解析するため、分配係数、拡散係数等を測定するとともに、放射性核種が岩石中を移行する際の各パラメータ評価とその影響を検討する。また、釜石、東濃、スウェーデン (HRL)、スイス (グリムゼルテストサイト) 等で実施されている水理、トレーサ試験の解析を行い、解析手法、モデル、パラメータの妥当性について検討する。さらに、天然バリア中の移行経路や吸着サイトなどの地質媒体の不均質性の影響を評価するために、亀裂性媒体、多孔質媒体のそれぞれについて原位置試験や室内試験に基づき、不均質性を表現することが可能な詳細モデルを開発する。

2-2 地層処分

(14) 「天然バリアのナチュラルアナログ研究」

目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分により生じると想定される現象と類似した天然現象を抽出し、地層・地下水・核種の挙動、状態を明らかにすることにより、天然バリアの核種移行遅延機能を評価し、地層処分の安全評価に資する。

内容

イ) クンガラウラン鉱床等における研究

豪州・クンガラウラン鉱床等から採取した岩石/地下水試料を利用して、放射能の非平衡解析、母岩の変質、変質鉱物とウランの再分配、ウラン鉱物の変質、ウランの鉱物への固定化の機構解明とモデル化を行う。また、過去に核分裂連鎖反応を起こしたと考えられるガボン共和国、オクロウラン鉱床の岩石試料を分析して、TRU、FP 核種の挙動解明を行う。

ロ) 東濃ウラン鉱床等における研究

東濃ウラン鉱床などから採取した岩石・鉱物試料を用いて、移行経路/鉱物相の観察・調査や放射非平衡調査などの地質学的/地球化学的調査を行うとともに、東濃ウラン鉱床などから採取した岩石/地下水試料を用いた室内試験による定量的データの取得、及び核種移行の評価(モデル解析)を行う。また、東濃ウラン鉱床内などに掘削された坑道の周辺におけるウラン系列核種の移行挙動に関する調査・試験を行うとともに、東濃ウラン鉱床内などの掘削された試験孔から得られる地下水中のコロイド・有機物に関する調査・研究を行う。

ハ) 東濃ウラン鉱床の岩石試料を用いた希土類元素等の存在量の測定と濃度分布の解析を行う。

2-2 地層処分

(19) 「地質環境条件変化に伴う核種移行遅延機構変化に関する研究」

目的

地質環境の変化に伴う処分環境変化機構及び地質環境の変化する条件下における核種移行遅延機構を明らかにし、核種移行挙動の評価に資する。

内容

以下について研究を進める。

イ) 熱水貫入に伴う核種移行遅延機構変化の研究

反応容器内に廃棄固化体・緩衝材・オーバーパック・岩石試料と模擬地下水を封入し、反応温度・地下

水条件を変えて実験する。さらに、放射性核種を添加し、挙動を検討する。

ロ) 亀裂生成に伴う核種移行遅延機構変化の研究

任意箇所にて亀裂を生じさせられる小規模処分施設を作製し、亀裂生成に伴う環境の変化を調べる。さらに、放射性核種を添加し、挙動を検討する。

ハ) 天然の観察

上記イ)、ロ) の条件を満たす天然試料を入手し、元素の分配と鉱物組成変化について検討し、室内実験で得られた結果と比較検討する。

ニ) 核種移行遅延機構のモデル化

上記結果を総合的に評価し、核種移行遅延機構をモデル化する。

2-2 地層処分

(21) 「地層処分システムの総合安全評価手法に関する研究」

目的

高レベル放射性廃棄物等の地層処分に伴う被ばく線量をシステムとして総合的に評価する手法を研究開発し、地層処分システムの安全性の総合的な評価に資する。

内容

イ) 廃棄物から人間環境に至る放射性核種の移行経路(人工バリア、天然バリア、生態系等)に介在し、システムの評価に影響を与える可能性のある現象を把握する。この結果に基づき、統合化することを目的として、これらをより現実的に再現する個別評価モデル・コードを開発・整備する。さらに、それらの現象が及ぼす影響の程度を定量的に把握する。

ロ) 国際協力研究等を含めた最新の安全評価研究の成果に基づいて、安全評価に必要なデータベースの質の向上を図る。

ハ) 上記の個別評価モデル・コード及びデータベースを統合し、それらの品質管理を行い、安全評価で対象とすべき評価シナリオに従って処分に起因する被ばく線量を総合的に評価することができるシステム(統合計算コードシステム)を開発する。このシステムを用いて信頼性の高い評価結果を示す。

なお、動力炉・核燃料開発事業団は、主に個別評価モデル・コード及びデータベースを統合し、総合的な安全評価手法の確立に関する研究を進め、日本原子力研究所は、安全評価モデル・コードのうち被ばく線量評価モデル・コードの妥当性の検証に資することを目的として、主に被ばく線量評価手法の研究を進める。

2-2 地層処分

(22) 「地層処分システムの確率論的評価手法に関する研究」

目的

地層処分システムの長期的な安全性を、種々の要因による不確かさを含めて評価し、安全評価手法の確立に資する。

内容

イ) 処分場から人間に至る放射性核種の移行経路について、確率論的評価モデルを開発する。

ロ) 評価に用いるモデルのパラメータ値として「安全評価シナリオに関する研究」並びに「地質環境の長期安定性に関する研究」といった他の研究成果から得られるデータをもとに推定されるパラメータ値の確率分布からサンプリングする手法及び安全評価上重要なパラメータを抽出するための感度解析・不確かさ解析のための手法を開発する。

ハ) 上記の評価モデル、サンプリング手法、感度解析、不確かさ解析手法を統合し、地層処分システムの確率論的評価手法(計算機コードシステム)を開発する。

2-2 地層処分

(24) 「安全評価に用いる解析モデルの検証に関する研究」

目的

安全解析モデルの妥当性について検証を行い、地層処分の安全評価に資する。

内容

イ) 妥当性検証の第1段階として、ソースタームモデルを構成する部分モデルについて、各種の試験データを用いた検証研究を行い、第2段階として総合的なソースタームモデルについて、国際協力研究による比較計算を実施し、計算機能を検証する。

ロ) 不均質地質媒体中における地下水流及び核種移行モデルについては、不均質地質媒体モデルの妥当性検証に関する国際協力研究等で提供されるフィールド試験データの解析を通して、妥当性検証研究を進める。

2-2 地層処分

(25) 「TRU 廃棄物の安全評価に係わる要因の定量的研究」

目的

TRU 廃棄物の地層処分の安全評価に関して、考慮すべき事象等を検討して、安全評価シナリオの選定及び安全基準の策定に資する。

内容

イ) 我が国で発生すると想定される TRU 廃棄物の諸特性、発生量及び処分概念の前提条件等を整理し、種々の評価シナリオを検討する。

ロ) 種々のシナリオを対象に放射線影響の解析を実施し、評価シナリオ及び被ばく経路の相対的重要性、安全解析上重要な放射性核種等を明らかにする。

2-2 地層処分

(26) 「TRU 核種の移行挙動に関する研究」

目的

TRU 廃棄物に含まれるプルトニウム、アメリシウム、ネプツニウム等の TRU 核種について、人工バリア及び天然バリア中における吸着移行メカニズムを明らかにするとともに、それぞれのバリア性能を評価し、TRU 廃棄物処分の安全評価手法の確立に資する。

内容

実際の地層試料に対して TRU 核種移行試験を実施して移行データを収集するとともに、TRU 核種に対する天然バリアの移行阻止能力の評価を行う。

有機物や酸化還元電位等の環境条件の変化を考慮した TRU 核種吸着移行特性試験を行い、TRU 核種の地層中における吸着移行メカニズムを明らかにする。人工バリア構造物を含むニアフィールド中の TRU 核種の移行評価野外試験を実施し、処分環境に類似した条件下での移行データを取得するとともに、TRU 核種移行データの評価を行う。

2-3 規制除外・規制免除及び再利用

(1) 「規制免除・再利用の安全評価システムの整備」

目的

規制免除・再利用の導入による一般公衆、作業従事者の線量影響評価、処分に至るまでの廃棄物の合理的な管理方策の評価を行うシステムを整備し、規制免除・再利用の基準策定に資する。

内容

イ) 規制免除・再利用安全評価プログラムの整備

国内におけるリサイクル市場、産業廃棄物の処分の実態を考慮して規制免除及び再利用に係わるリスク評価、放射線防護上の最適化の評価を行うプログラムを整備する。

ロ) 安全評価用データベースの整備

規制免除・再利用に係わるリスク評価等に必要の評価モデル、基礎データを収集し、イ) のプログラムから参照可能なデータベースとして整備する。また典型的事例についてのリスク評価を行う。

ハ) 再利用レベル迅速確認技術の検討

解体廃棄物等の大量の低レベル放射性廃棄物を対象とした、規制免除による処分、再利用の実施に必要な極低レベル放射能測定技術、品質管理（インベントリの移動、変化を含めた追跡管理）システムを検討する。

4. おわりに

現行年次計画を含めた全ての安全研究年次計画から、原研が実施すべき研究課題を抽出し、その内容の変遷をとりまとめた。本報告書が、次期年次計画の立案、研究評価資料のとりまとめ、研究内容調査等に有用に使われることを期待する。

参考文献

- (1) 科学技術庁原子力局, 原子力委員会月報, 18, 7, (1973)
- (2) 科学技術庁原子力局, 原子力委員会月報, 21, 6, (1976)
- (3) 科学技術庁原子力局, 原子力委員会月報, 21, 9, (1976)
- (4) 科学技術庁原子力安全局, 原子力安全委員会月報, No.58, (1983-7)
- (5) 科学技術庁原子力安全局, 原子力安全委員会月報, No.83, (1985-8)
- (6) 原子力安全委員会・原子力施設等安全研究専門部会, 原子力施設等安全研究年次計画(昭和54年度～昭和55年度), (1979-7)
- (7) 原子力安全委員会・原子力施設等安全研究専門部会, 原子力施設等安全研究年次計画(昭和56年度～昭和60年度), (1983-7)
- (8) 原子力安全委員会・原子力施設等安全研究専門部会, 原子力施設等安全研究年次計画(昭和61年度～昭和65年度), (1988-3)
- (9) 原子力安全委員会・原子力施設等安全研究専門部会, 原子力施設等安全研究年次計画(平成3年度～平成7年度), (1990-9)
- (10) 原子力安全委員会・原子力施設等安全研究専門部会, 原子力施設等安全研究年次計画(平成8年度～平成12年度), (1996-3)
- (11) 原子力安全委員会・環境放射能安全研究専門部会, 環境放射能安全研究年次計画(昭和54年度～昭和55年度), (1979-7)
- (12) 原子力安全委員会・環境放射能安全研究専門部会, 環境放射能安全研究年次計画(昭和56年度～昭和60年度), (1980-6)
- (13) 原子力安全委員会・環境放射能安全研究専門部会, 環境放射能安全研究年次計画(昭和61年度～昭和65年度), (1988-3)
- (14) 原子力安全委員会・環境放射能安全研究専門部会, 環境放射能安全研究年次計画(平成3年度～平成7年度), (1990-9)
- (15) 原子力安全委員会・環境放射能安全研究専門部会, 環境放射能安全研究年次計画(平成8年度～平成12年度), (1995-12)

- (16)原子力安全委員会・放射性廃棄物安全規制専門部会, 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画 (昭和 59 年度～昭和 63 年度), (1985-8)
- (17)原子力安全委員会・放射性廃棄物安全規制専門部会, 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画 (平成元年度～平成 5 年度), (1989-3)
- (18)原子力安全委員会・放射性廃棄物安全規制専門部会, 低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画 (平成 6 年度～平成 10 年度), (1994-3)
- (19)原子力安全委員会・放射性廃棄物安全規制専門部会, 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画 (昭和 61 年度～昭和 65 年度), (1987-8)
- (20)原子力安全委員会・放射性廃棄物安全規制専門部会, 高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画 (平成 3 年度～平成 7 年度), (1990-9)
- (21)原子力安全委員会・放射性廃棄物安全規制専門部会, 放射性廃棄物安全研究年次計画 (平成 8 年度～平成 12 年度), (1995-12)

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光量	ルーメン	lm	cd·sr
照射量	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1 5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表す場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁶
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J (熱化学)
= 4.1855 J (15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS (仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

昭和五十一年度から平成十二年度までの安全研究年次計画における「原研が実施すべき研究課題」の変遷