

## 技術資料（案） 第 2 段階の事故想定及びその評価について

### 概要

- 廃止措置は段階的にプラント状態が変化するため、各段階におけるプラント状態に即して、事故の種類、程度、影響を評価し、安全性を確認
- プラント状態が前の廃止措置段階と異なっても、発生し得る事故の発生条件やメカニズムが同じ場合、その影響の程度は基本的には変わらないが、前段階の評価結果を上回らないことを確認
- 第 2 段階の事故は、「高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」や新しい知見を踏まえるとともに、第 1 段階と第 2 段階のプラント状態の相違点や第 2 段階の作業計画を考慮して想定
- 第 2 段階で想定した事故は、第 1 段階で既に評価済みの事象に含まれることを確認した。ただし、今後の廃止措置計画の検討過程において評価の見直しが必要となった場合は、適時評価を実施
- 大規模損壊対応は、施設内に燃料体及びナトリウムを保有する状況は変わらないことから、第 1 段階と同様の設備、資機材及び体制を維持

令和 3 年 3 月 ● 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

## 目次

1. はじめに	1
2. 第2段階のプラント状態の整理	1
3. 発生し得る事故とその影響評価	2
3.1 第1段階と第2段階でプラント状態が同等のもの	2
(1) 原子炉建物、原子炉補助建物の構造と状態	2
(2) 自然災害等（地震、津波、竜巻、火山活動、火災、内部溢水） が有する潜在的な事故リスク	3
3.2 第1段階と第2段階でプラント状態は異なるが、事故の発生 条件やメカニズムが同じもの	3
(1) しゃへい体等取出し作業の際に想定すべき事故	3
(2) 原子炉容器を含む1次冷却系及び炉外燃料貯蔵槽系ナトリ ウムの状態において想定すべき事故	3
3.3 第1段階と第2段階でプラント状態が異なるもの	4
(1) 炉心等に燃料体が存在しない状態	4
(2) 2次系ナトリウム搬出のための設備の新設及び既設設備の 改造	4
(3) 放射化した中性子しゃへい体や中性子源を有する中性子源 集合体等を炉心等から燃料池へ移送する状況	5
4. 詳細な確認結果	5
4.1 自然災害等の影響確認	5
4.2 事故	7
(1) 燃料体の破損事故	7
(2) ナトリウムの漏えい事故	8
4.3 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故	9
4.4 大規模損壊	10
5. まとめ	10

第 1 表	地震、津波、竜巻、火山活動、火災、内部溢水の評価	11
第 2 表	事故評価	12
第 3 表	重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故評価	13
第 1 図	燃料池における燃料体配置図	14

## 1. はじめに

廃止措置では段階的に施設の稼働状態や廃止状況、放射性物質の種類、量、性状等（以下「プラント状態」という。）が変化する。そして、その段階でのプラント状態に応じて発生し得る事故及びその影響の程度は異なる。従って、廃止措置の各段階でのプラント状態に即して、事故の種類、程度、影響を評価し、安全性を確認する。プラント状態や廃止措置に伴う工事・作業が前の廃止措置の段階と異なっている場合、発生し得る事故の発生条件やメカニズムが同じ場合、その影響の程度は基本的には変わらないが、前段階の評価結果を上回らないことを確認する。

## 2. 第2段階のプラント状態の整理

もんじゅの廃止措置の開始前は、化学的に活性なナトリウムを保有する炉心及び炉外燃料貯蔵槽（以下「炉心等」という。）に燃料体が共存した状態にあった。この共存を残留リスクと捉え、残留リスクの早期低減のため廃止措置の第1段階では炉心等から燃料体を取り出す作業を最優先に実施してきた。

第2段階は全ての燃料体が燃料池に貯蔵された状態から開始される。炉心等でナトリウムと燃料体が共存するリスクは解消され、炉心等での燃料体破損は起こり得ない。また、1次系等のナトリウムをドレンし、ナトリウムが存在する範囲は第1段階と比較して局所化される。さらに、2次系ナトリウムの搬出設備を整備し搬出準備を進める。

これらの状況を、事故評価の観点から整理すると、第2段階のプラント状態は以下のとおり整理できる。

### ○ 第1段階と第2段階でプラント状態が同等のもの

- (1) 原子炉建物、原子炉補助建物の構造と状態
- (2) 自然災害等（地震、津波、竜巻、火山活動、火災、内部溢水）が有する潜在的な事故リスク

○ 第 1 段階と第 2 段階でプラント状態は異なるが、事故の発生条件やメカニズムが同等のもの

- (1) 炉心等から中性子しゃへい体や模擬燃料体等（以下「しゃへい体等」という。）を取り出し、洗浄後に燃料池へ移送し貯蔵（以下「しゃへい体等取出し作業」という。）する際に想定すべき事故
- (2) 原子炉容器を含む 1 次冷却系及び炉外燃料貯蔵槽系ナトリウムの状態において想定すべき事故

○ 第 1 段階と第 2 段階でプラント状態が異なるもの

- (1) 炉心等に燃料体が存在しない状態
- (2) 2 次系ナトリウム搬出のための設備の新設及び既設設備の改造
- (3) 放射化した中性子しゃへい体や中性子源を有する中性子源集合体等を炉心等から燃料池へ移送する状況

### 3. 発生し得る事故とその影響評価

廃止措置において考慮すべき潜在するリスクと発生し得る事故 は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」（平成 29 年 4 月原子力規制委員会令和 2 年 4 月 1 日一部改正。）に記載された 自然災害等の事象（地震、津波、竜巻、火山活動、火災、内部溢水）による事故、プラント状態から想定される事故 である。

上述 2. 第 2 段階のプラント状態の整理の各項について発生し得る事故とその影響評価を以下に示す。

#### 3.1 第 1 段階と第 2 段階でプラント状態が同等のもの

##### (1) 原子炉建物、原子炉補助建物の構造と状態

第 2 段階では、2 次系ナトリウム搬出のための設備の新設と既設設備の改造を除き、原子炉建物、原子炉補助建物に改造を加えることはなく

建物の構造や状態を変更しないため、新たな事故要因とはならない。

(2) 自然災害等（地震、津波、竜巻、火山活動、火災、内部溢水）が有する潜在的な事故リスク

事故の起回事象となり得る自然災害等に対しては、最新の知見を考慮しても第1段階の評価結果を変更する必要はなく、第2段階においても事故の起回事象とはならない。 詳細な確認結果を4.1項に示す。

3.2 第1段階と第2段階でプラント状態は異なるが、事故の発生条件やメカニズムが同じもの

(1) しゃへい体等取出し作業の際に想定すべき事故

第2段階では、燃料池にしゃへい体等を貯蔵する。この時、全ての燃料体は燃料池に貯蔵されている。しゃへい体等取出し作業時に、炉心上部でしゃへい体等が落下しても、燃料体の破損には至らない。しかし、燃料池で貯蔵している燃料体上にしゃへい体等を落下させると、燃料体が破損する可能性がある。 この事故の発生条件やメカニズムは、第1段階の「燃料取扱事故」と同等 であるため、その影響の程度も変わらず、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。詳細な確認結果を4.2項に示す。

(2) 原子炉容器を含む1次冷却系及び炉外燃料貯蔵槽系ナトリウムの状態において想定すべき事故

第2段階では、3つある1次主冷却系配管内のナトリウムをすべてドレンして既存タンク（ダンプタンク及びオーバフロータンク）に固体で保管し、残りは原子炉容器内に液体で保管することとしている。また、炉外燃料貯蔵系ナトリウムは液体状態である。このため、第2段階のナトリウム漏えいは、原子炉容器廻りからのナトリウム漏えいと、炉外燃料貯蔵槽廻り及び炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系からのナトリウム漏えいに限定 される。第2段階のナトリウム漏えい量は、いずれの場合

も第1段階で想定したナトリウム漏えい量を下回り、第1段階の評価を上回ることはなく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。詳細な確認結果を4.2項に示す。

### 3.3 第1段階と第2段階でプラント状態が異なるもの

#### (1) 炉心等に燃料体が存在しない状態

第2段階は炉心等に燃料体が存在しないため、炉心等での燃料体破損は起こり得ない。

#### (2) 2次系ナトリウム搬出のための設備の新設及び既設設備の改造

第2段階では、ナトリウムを保有するリスクの低減のため、2次系ナトリウムの搬出のための既設設備の復旧のほか、新規に設備を設置あるいは既設設備を改造する。

既設設備の復旧対象は、現在休止設備としているものの既にナトリウム漏えい対策を講じており、その機能を含めて復旧させることで仮に2次系ナトリウムの移送時にナトリウムが漏えいしたとしても、その早期発見、火災発生時の影響緩和は可能である。

2次系ナトリウム搬出のために新規に設置する設備は、既に設置されている2次冷却材ナトリウム一時保管用タンク（以下「一時保管用タンク」という。）と接続する搬出用設備（搬出用タンクとの接続・切離しを含む）である。改造する既設設備は2次系ナトリウム搬出のため一時保管用タンク設置時に用いたナトリウム移送ライン構成用の配管と同様の配管を再度設置するものである。現在、これらの新設・改造を主案としている。

上記の新設及び改造する設備は、大量にナトリウムを保有する設備であり、既認可の考え方に基づきナトリウムと空気の接触防止を図る設計とする。新設設備のうち搬出用タンクへのナトリウム移送部分は、ライナ等で漏えいしたナトリウムを受ける構造とし、ナトリウム漏えい並び

に火災の影響を緩和する。

設備の耐震性について、一時保管用タンク設置時は、使用期間が未確定であることから、耐震設計に余裕をとり、1.0Gの水平方向震度で健全性が保てるよう設計した。一方、新設及び改造する設備は使用期間がナトリウムの搬出時に限定されていること、一時保管用タンクの設置運用において実施した監視員の配置、ナトレックスの配備、鋼板ライナ及び窒素注入設備等のナトリウム漏えい対策を反映して万全を期すことから、既設の2次系設備と同じ考え方に沿って耐震Bクラスで設計する。

なお、燃料体を貯蔵する燃料池と2次系ナトリウム搬出設備の設置範囲との間は十分距離が離れている。このことから、2次系ナトリウム移送中のナトリウム漏えいが発生したとしても燃料体に影響を与えることはなく、施設の安全は確保される。

(3) 放射化した中性子しゃへい体や中性子源を有する中性子源集合体等を炉心等から燃料池へ移送する状況

第2段階においては、放射能や崩壊熱を有する中性子しゃへい体等を燃料池に貯蔵する。また、中性子源集合体を燃料池に貯蔵する。このため、放射線被ばく、燃料体の熱的破損及び燃料体の臨界性に影響する可能性がある。第1段階の評価条件や第2段階における燃料池への貯蔵に係る運用を確認した結果、第1段階の評価結果と同じであることを確認した。詳細な確認結果を4.3項に示す。

#### 4. 詳細な確認結果

##### 4.1 自然災害等の影響確認

- a. 地震に対しては、第2段階で基準地震動  $S_s$  の変更はなく、耐震Sを要求される設備の改造はなく、それらの設備に影響を与える工事もない。第1段階では、耐震安全上重要な原子炉建物等の安全性は、基準地震動  $S_s$  に対して確保されることを確認した。従って、第1段階の評価結果と

同じく、第 2 段階においても原子炉建物、原子炉補助建物及び耐震 S を要求される設備の耐震性は確保される。

- b. 津波に対しては、第 2 段階で敷地高さや津波高さに変更はない。第 1 段階では津波水位は最大でも 8.8m であり、敷地高さ 21m まで津波水位は到達しないことから、大量の海水が建物内に浸水しないことを確認した。従って、第 1 段階の評価結果と同じく、第 2 段階においても津波による原子炉建物や原子炉補助建物内の施設・設備への直接的な影響はない。
- c. 竜巻に対しては、第 2 段階で想定する最大風速に変更はなく、竜巻飛来物に対する固縛等の対応を継続して実施する。第 1 段階では燃料体を保有する原子炉建物及び原子炉補助建物は風荷重に対して十分な耐性があり、竜巻飛来物に対しては固縛等を実施することにより両建物内に貯蔵される燃料体や燃料貯蔵設備に影響を与えないことを確認した。従って、第 1 段階の評価結果と同じく、第 2 段階においても竜巻による燃料体や燃料貯蔵設備への影響はない。
- d. 火山活動に対しては、第 2 段階で原子炉建物及び原子炉補助建物の構造を変更しない。第 1 段階では 地質調査結果や新規制基準への適合性が確認された近隣の軽水炉を参考に設定した火山灰 10cm の堆積荷重を考慮しても、原子炉建物及び原子炉補助建物の健全性が確保 されることを確認した。また、原子炉建物及び原子炉補助建物でそれぞれ 65cm 及び 64cm まで火山灰の堆積が許容 されることを確認した。現在、近隣の軽水炉においては最新知見を踏まえて火山灰の堆積厚さの想定を最大 22cm まで増加させて審査 を受けている。しかし、もんじゅで許容される火山灰の堆積厚さは、最新知見を踏まえて近隣の軽水炉が見直した火山灰の堆積厚さに比べて大きい。従って、第 2 段階においても火山活動による建物への影響はない。
- e. 火災に対しては、火災により燃料体の冷却機能を喪失しても、燃料体は破損せず、事故には至らないことを第 1 段階で確認済みである。第 2 段

階においてもこの評価は変わらない。

- f. 内部溢水に対しては、考慮すべき溢水源や評価の対象とした原子炉補助建物の最下層フロアの禁水エリアに変更はない。第1段階では溢水が最終的に滞留する原子炉補助建物の最下層フロアにおいて、溢水水位が禁水エリア境界高さ未満に留まることから、禁水エリアに影響を与えないことを確認した。従って、第1段階の評価結果と同じく、第2段階においても溢水による施設・設備への影響はない。

以上から、第2段階においてもこれらの自然災害等の事象が事故の起因事象とはならない。

## 4.2 事故

### (1) 燃料体の破損事故

第1段階では、炉心等から燃料体を取り出し燃料池へ移送する燃料取扱作業中に、何らかの原因によって燃料体が破損し、放射性物質が環境に放出される事象として燃料池での燃料体破損を想定した。破損する燃料体の体数は1体とし、1体中の燃料被ふく管の全てが破損し、燃料ギャップ内の希ガス及びよう素の全量が燃料池水中に放出される条件にて評価し、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを示した。

第2段階では、しゃへい体等取出し作業において、燃料池へのしゃへい体等の移送時、燃料移送機がつかんでいたしゃへい体等が機器故障等によって落下し、燃料池に貯蔵中の燃料体に衝突し燃料体が破損することを想定する。燃料体は貯蔵ラックに貯蔵された状態であることから、最も厳しい条件として、しゃへい体等の落下により、第1段階と同じく燃料体1体中の燃料被ふく管の全てが破損し、燃料ギャップ内の希ガス及びよう素の全量が燃料池水中に放出されることを想定する。この想定における事故の評価結果は、第1段階の「燃料取扱事故」の評価結果と

同じであり、第2段階においても周辺公衆に対して著しい放射線被ばく  
のリスクを与えることはない。

## (2) ナトリウムの漏えい事故

第1段階では、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリの配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象を想定した。燃焼ナトリウムの量については、「原子炉設置許可申請書 添付書類十」における「1次冷却材漏えい事故」のコールドレグ配管破損の場合の値として2.5tonを用い、漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出された放射化ナトリウムについてはプレートアウト等による減衰を考慮しない等の保守的な条件にて評価し、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを示した。

第2段階では、3つある1次主冷却系配管内のナトリウムをすべてドレンするまでは第1段階と同じ事故想定となる。また、1次主冷却系配管内のナトリウムをドレンした後は、原子炉容器廻りからのナトリウム漏えいと、炉外燃料貯蔵槽廻り及び炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系からのナトリウム漏えいに限定される。原子炉容器には ガードベッセル、炉外燃料貯蔵槽には 外容器 が設置されている。原子炉容器廻りの配管から漏えいが発生してもガードベッセルに保持される。また、炉外燃料貯蔵槽及び炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系の保有ナトリウム量は1次主冷却系ナトリウム漏えいで想定したナトリウム量を下回る。万一、炉外燃料貯蔵槽容器底部から漏えいが発生しても外容器に保持される。第2段階における 原子炉容器廻り、炉外燃料貯蔵槽廻り及び炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系からのナトリウム漏えい量は、いずれも第1段階で想定している漏えい量を下回る。また、窒素雰囲気下のナトリウム漏えいであり、ナトリウム燃焼は抑制されており、敷地境界における放射化ナトリウムによる被ばく線量は第1段階の評価値を上回ることはない。従って、第2段階のナトリウム漏えい事故の評価結果は、

第1段階の「1次冷却材漏えい事故」の評価結果と同じであり、第2段階においても周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

#### 4.3 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故

第1段階においては、環境へ放出された放射性物質により周辺公衆の受ける線量の観点から、燃料池中の全燃料体が破損し希ガス及びよう素が瞬時全量放出される状況、並びに放射化した1次系ナトリウムが瞬時全量放出される状況を評価し、周辺公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクが小さいことを確認しており、この評価結果については 第2段階においても同じである。

さらに、第1段階においては重大事故等対処設備が不要であることの評価として、原子炉容器、炉外燃料貯蔵槽、燃料池及び燃料取扱設備の各々において 除熱機能を喪失する事故（原子炉容器、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池は液位が低下する事象も包絡）を想定して評価を行い、いずれも燃料被ふく管肉厚中心最高温度は熱的制限値（675℃）を下回ることを確認した。第2段階ではそのプラント状態から燃料池のみを考慮すればよく、第1段階の評価条件として既に第2段階で燃料池に貯蔵する しゃへい体等の崩壊熱を含んでいる ため、第1段階の評価結果と同じである。

さらに、燃料池については、燃料池水の大規模漏えいを考慮し、未臨界性及びスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響を第1段階では評価しており、スカイシャイン線の評価は、第1段階の評価条件として既に第2段階で燃料池に貯蔵する しゃへい体等の放射能を含んでいる。従って、第2段階の評価結果は 第1段階の評価結果と同じである。

一方、未臨界性の評価においては、第2段階では中性子源集合体を燃

料池に貯蔵するため、燃料体の臨界性に影響する可能性がある。これに対しては、第 1 図に示すとおり、中性子源集合体を含む「燃料体を除く炉心構成要素等」は第 1 段階と同様に「燃料貯蔵エリア」から離れた「炉心構成要素等の貯蔵エリア」に貯蔵する。この 両貯蔵エリア間の距離は、これらの中性子源集合体から発せられる 中性子の水中での平均自由行程（約 3.8cm）の約 10 倍程度あることから、中性子源集合体から発生する中性子が燃料体の臨界性に与える影響は十分無視できる。従って、第 2 段階の未臨界性評価結果は 第 1 段階の評価結果と同じである。

以上より、第 2 段階においても重大事故等対処設備は継続して不要である。

#### 4.4 大規模損壊

第 2 段階では、全ての燃料体は燃料池に存在する。また、1 次系等のナトリウムをドレンし、ナトリウムが存在する範囲は第 1 段階と比較して局所化されるものの、施設内にナトリウムが存在する状況は変わらない。従って、大規模損壊への対応は発生し得る事故に関係なく行い、第 1 段階に設置した大規模損壊への対応のための設備、資機材及び体制は変更しない。

#### 5. まとめ

上記 4. のまとめを第 1 表から第 3 表に示す。

第 2 段階の事故想定及びその評価は、第 1 段階で既に評価済みの事象に包含されることを確認した。ただし、今後の廃止措置計画の検討過程において評価の見直しが必要となった場合は、適時評価を実施する。

以上

第1表 地震、津波、竜巻、火山活動、火災、内部溢水の評価

項目	第1段階	第2段階	結論
地震	建物・構造物は損壊の恐れなし	同左 (耐震Sクラス設備の変更なし)	評価結果 <u>変更必要なし</u>
津波	「津波最大水位」<「敷地高さ」より建物内に海水の大量浸水なし	同左 (津波水位や敷地高さの変更なし)	評価結果 <u>変更必要なし</u>
竜巻	固縛等により竜巻飛来物による建物への影響なし	同左 (建物位置、固縛運用の変更なし)	評価結果 <u>変更必要なし</u>
火山活動	建物への火山灰と積雪との重畳を評価し、短期荷重への耐性を確認。長期には除去で対応可能	同左 (建物位置の変更なし。近隣の軽水炉における火山灰堆積厚さの想定が最大22cmに変更されているが、もんじゅの許容火山灰堆積厚さの範囲内のため影響なし)	評価結果 <u>変更必要なし</u>
火災	もんじゅの現状のプラント状態に鑑み適切に組合せた設計を維持し、火災の発生防止及び発生時の影響緩和を図る	同左 (火災発生防止、影響緩和対応の変更なし)	評価結果 <u>変更必要なし</u>
内部溢水	原子炉補助建物最下層フロアの禁水エリアへの影響なし	同左 (溢水源や左記の禁水エリアの変更なし)	評価結果 <u>変更必要なし</u>

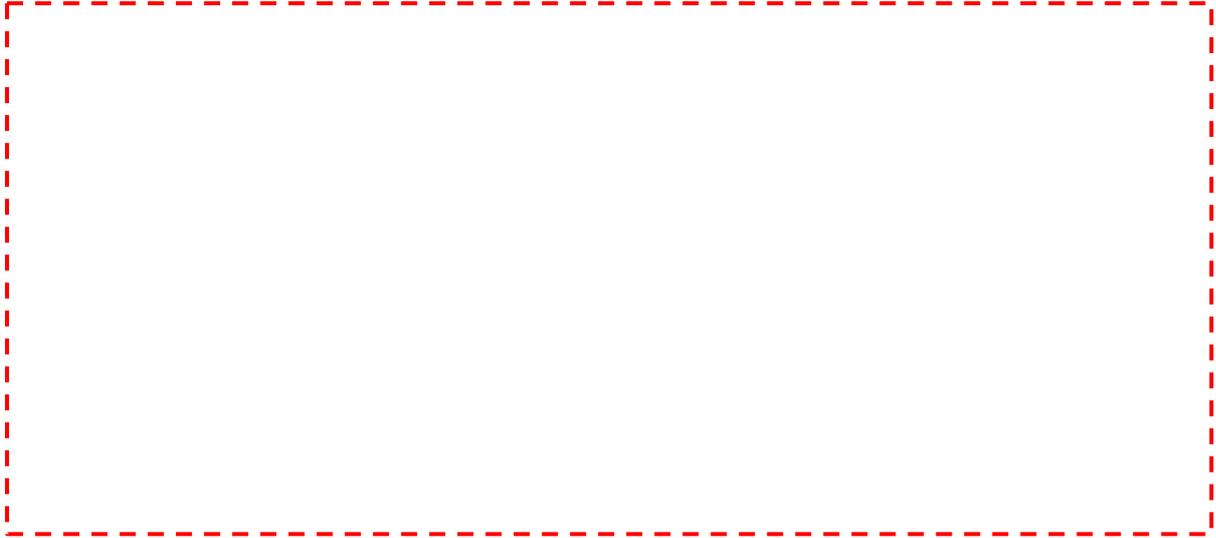
第2表 事故評価

着目点	第1段階	第2段階	第2段階の事故評価
燃料体	<b>【存在箇所】</b> ・原子炉容器 ・炉外燃料貯蔵槽 ・燃料池	<b>【存在箇所】</b> <u>・燃料池のみ</u>	・燃料池での燃料体の破損条件は変更なし ⇒評価結果の <u>変更なし</u>
1次系 ナトリウム	<b>【状態】</b> ・充填・循環	<b>【状態】</b> <u>・ドレン・保管</u> <u>(固化)</u>	・漏えい事故条件の変更なし ⇒評価結果の <u>変更なし</u>
2次系 ナトリウム	<b>【状態】</b> ・ドレン・保管 (固化)	<b>【状態】</b> ・保管(固化) <u>・搬出準備</u>	・保管(固化)の状態は変更なし ・搬出設備は、その設計と一時保管タンク設置時の経験を反映し安全確保

第3表 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故評価

評価項目	第1段階	第2段階	第2段階の評価
放射線被ばく	<p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 瞬時全量放出（燃料体の希ガス及びヨウ素、1次系ナトリウム）</li> <li>・ 燃料池水喪失、<u>第2段階で燃料池に貯蔵するものの放射能も含む</u>（スカイシャイン線）</li> </ul>	<p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>同左</u></li> <li>・ <u>同左</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 瞬時全量放出の<u>評価条件は変更なし</u></li> <li>・ 放射能として既に考慮済みであるため <u>評価条件の変更なし</u> ⇒評価結果の <u>変更なし</u></li> </ul>
燃料体の健全性（除熱機能喪失評価）	<p>【評価対象、条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉容器</li> <li>・ 炉外燃料貯蔵槽</li> <li>・ 燃料取扱設備</li> <li>・ 燃料池（<u>第2段階で燃料池に貯蔵するものの崩壊熱も含む</u>）</li> </ul>	<p>【評価対象、条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>燃料池のみ</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱として既に考慮済みであるため <u>評価条件の変更なし</u> ⇒評価結果の <u>変更なし</u></li> </ul>
未臨界性	<p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 無限体系（最も反応度の高い新燃料）</li> </ul>	<p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>同左（ただし中性子源を貯蔵）</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源集合体は、<u>燃料体を除く炉心構成要素等のエリア</u>に貯蔵 ⇒未臨界性評価に <u>影響を与えない</u></li> </ul>

枠内は機密情報のため公開できません



第 1 図 燃料池における燃料体配置図