

JRR-3 設工認（その 1 2）に係る仕様の見直しについて

令和 2 年 5 月 12 日
日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所

【R2. 3. 18 ヒアリングコメント】

その 1、その 1 2 で申請している可搬型の機器の記載内容について、仕様等を見直し、見直したものについてヒアリングで説明を行うこと。

【R2. 4. 8 ヒアリングコメント】

従前の申請書の記載を含め、一連の流れが分かるように説明すること。

【R2. 4. 15 ヒアリングコメント】

原子炉プール既設配管へのフレキシブルホース繋ぎこみの影響について示すこと。

【R2. 4. 22 ヒアリングコメント】

BDBA 対策の実現性について、想定作業時間等を示し説明すること。

1) 設計仕様の見直しについて

これまでの指摘を踏まえて、設工認その 1 2 の準拠した基準及び規格、設計仕様の記載を次のとおり見直す。

準拠した基準及び規格

・「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」

（令和 2 年 3 月 17 日原子力規制委員会規則第 7 号）

・「消防用ホースの技術上の規定を定める省令」

（平成 25 年 3 月 27 日総務省令第 25 号）

・「日本電機工業会規格（JEM）」

・「日本産業規格（JIS）」

設計仕様

本申請に係る冠水維持機能喪失時用給水設備の設計仕様は、以下のとおりとする。

なお、(2)に示す機器については、市場に広く流通している一般汎用品を用いるため、別途定める手順に従い、(2)の仕様に示した冠水維持機能喪失時において必要な給水機能を満足できるものと交換できることとする。

(中略)

(2) その他の冠水維持機能喪失時用給水設備

No.	設備機器名	員数	仕様	
			現状の記載内容	見直し後
1	電動機式可搬型ポンプ (建家内外共用※1)	1台	<ul style="list-style-type: none"> ・揚程 25m 以上 ・吐出し量 18m³/h 以上 ・口径 65A ・三相 200V 5.5kW 以下※2 	<ul style="list-style-type: none"> ・揚程 25m 以上 ・吐出し量 18m³/h 以上 ・口径 65A ・三相 200V 5.5kW 以下※2 ・<u>最高使用圧力 1.0MPa</u> ・<u>最高使用温度 60℃</u> ・<u>保管場所</u> 事務管理棟脇保管倉庫 ・<u>事故時に想定される給水源※1、3</u> イ. <u>原子炉建家内</u> 原子炉建家地階1区画 ピット(容量:約4.5m³) ロ. <u>原子炉建家外</u> 冷却塔ポンド(保有水量:約600m³)
2	可搬型発電機 (建家内外共用※1)	1台	<ul style="list-style-type: none"> ・三相 200V 20kVA 以上 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>規格 JEM-1398</u> イ. <u>発電機</u> <ul style="list-style-type: none"> ・三相 200V 20kVA 以上 ・<u>力率 80%</u> ・<u>周波数 50Hz</u> ロ. <u>内燃機関</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料(種類) 軽油</u> ・<u>燃料(使用量) —※4</u> ・<u>個数 1</u> ・<u>取付箇所</u> 発電機と一体である ・<u>燃料の保管量</u> <u>100L 以上 200L 未満※5</u>

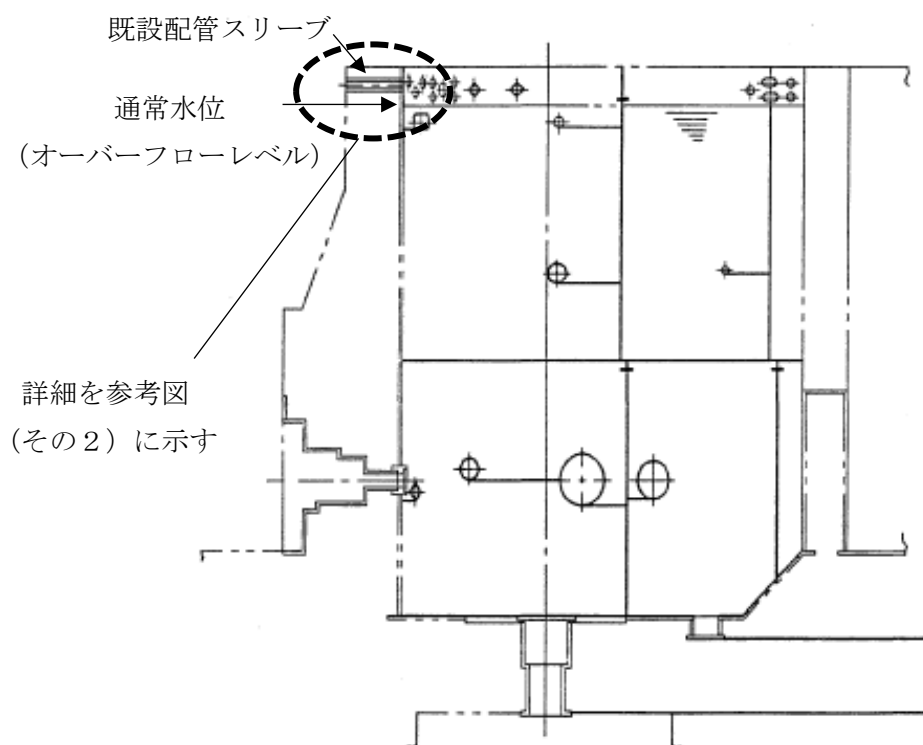
			<ul style="list-style-type: none"> ・連続運転可能時間 6 時間以上 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料の保管場所 <u>実験利用棟脇燃料保管タンク</u> ・給油方法 <u>手動による</u> ・連続運転可能時間 6 時間以上^{※4} ・保管場所 <u>事務管理棟脇保管倉庫</u>
3	消防ホース ^{※6} (建家内外共用 ^{※1})	4 本 (20m)	<ul style="list-style-type: none"> ・65A、80m以上 	<ul style="list-style-type: none"> ・65A、80m以上 ・最高使用圧力 <u>1.0MPa</u> ・最高使用温度 <u>60℃</u> ・主要材料 <u>ポリエステル</u> ・厚さ <u>—^{※6}</u> ・保管場所 <u>事務管理棟脇保管倉庫</u>
4	フレキシブルホース ^{※7}	一式	<ul style="list-style-type: none"> ・65A、40m以上 ・ステンレス鋼 ・最高使用圧力 1.0MPa 	<ul style="list-style-type: none"> 65A、40m以上 ・ステンレス鋼 ・厚さ <u>0.4mm</u> ・最高使用圧力 1.0MPa ・最高使用温度 <u>60℃</u> ・取付箇所 <u>原子炉建家内 1 階～原子炉建家原子炉プール取り口^{※8} (1FL+8m)</u>
5	<u>電源ケーブル^{※9}</u>	<u>一式</u> (110m)	(記載なし)	<ul style="list-style-type: none"> ・600V <u>ポリエチレンケーブル (JIS C 3605)</u> ・公称断面積 <u>22mm²</u> ・保管場所 <u>事務管理棟脇保管倉庫</u>

※1：原子炉建家内での対応と原子炉建家外からの対応は、想定事象の進展度合が異なるため原子炉建家の内外で同時に使用することはない。

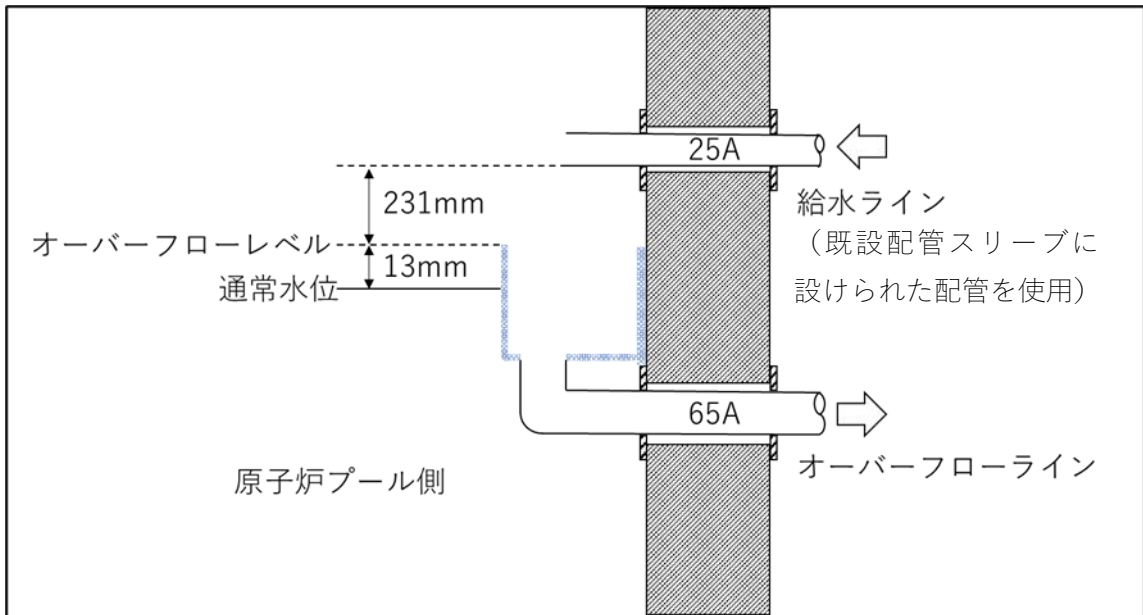
※2：電動機式可搬型ポンプの性能向上のため、可搬型発電機の容量の許容する範囲内で定格出力の上限を見直すことがある。

※3：想定される事故時に最も経路の長い給水源を示しており、事故時の状況に応じて他の給水源を用いることがある。なお、対応手順等についての詳細は、保安規定等下部要領に定めることとする。

- ※4：燃料使用量と燃料タンク容量から連続運転可能時間が6時間以上であることを確認できるものを用いる。
- ※5：管理の詳細な手順等は別途保安規定等下部要領に定め、消防法等他法令に基づき適切に管理する。
- ※6：メーカ仕様によるものとし、完成品として「消防用ホースの技術上の規格を定める省令」で定める平ホースの基準を満足するものであって、使用材料の特性を踏まえうえで、使用時において十分な強度が確保できるものを使用する。
- ※7：フレキシブルホースは原子炉建家内のステージ架台に固定し、固定具としては伸縮性を有するゴム製ベルト等、ホースの変位に追従しフレキシブルホースの特性を損なわないものを用いる。
- ※8：原子炉プールとの取り合いについては、原子炉プールのオーバーフローレベルより上位に設けられた既設配管へ接続する（位置関係を参考図に示す）。既設配管への接続は、既設配管に設けられた閉止フランジを取り外し、フレキシブルホースを繋ぎこむ。
- ※9：30m×3本、20m×1本に分けて保管場所にて保管する。



参考図 (その1) 既設配管と水位の関係図



参考図 (その2) オーバーフローライン詳細図

2) 対策の実現性について

設工認その12「添付書類4. 冠水維持機能喪失時用給水設備を用いた対策の実現性に関する説明書」の記載を基にこれまでの指摘を踏まえ、給水対策の実現性を説明する。

1. 概要

本申請に係る設備は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがある事象が発生した場合に、当該事象の拡大防止または影響緩和のための対策の一つとして用いるものである。原子炉設置変更許可申請書添付書類十別冊3に示した事象のうち、「基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象」が発生した場合の影響緩和対策の一つとして原子炉建家内外からの給水設備が実現性のあるものであることを本資料で示す。

2. 事象想定範囲

「基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象」の起因事象は基準地震動を超える地震の発生である。地震の規模としては、原子炉建家（円筒壁及び屋根）、原子炉プール躯体、その他これらに設置されたステージ架台等が崩壊することなく、その形状が維持できる程度の地震を想定する。なお、ステージ架台は原子炉建家相当の強度を有する設計がされており、地震力により一部損傷したとしても倒壊するようなことはない想定する。さらに大きな地震力を受け、原子炉建家、原子炉プール躯体、ステージ架台等について大規模な損傷を仮定した場合は、大規模損壊事象の対応へ移行する。

前述の地震によりB、Cクラスの設備及びSクラス設備の一部（冠水維持機能に関するもの）が損傷を受け、1次冷却材が流出することを想定する。想定は事象の進展度合いの異なる次の2通りの場合を想定する。なお、次に示す①と②の事象については、常設の監視計器（原子炉プール水位計、その他、1次冷却材流量計やポンプの運転状況、エリアモニタ、遠隔操作カメラを用いた建家内の状況確認等）が使用可能であればそれらにより事象の進展度合いを判断し、燃料の露出まで十分な時間があると判断できる場合には対応を採るが、想定起因事象である基準地震動を超える地震により全ての常設の監視計器が使用できない場合は、可搬型設備による原子炉建家周辺の放射線量の計測を行い、通常時に比べて有意な上昇がある場合には燃料の露出または破損の蓋然性が高いため、原子炉建家外からの給水を行う。有意な上昇がない場合には、防護資材を着用し、原子炉建家に入域し、可搬型設備による原子炉建家内の放射線量の計測を行い、有意な上昇がないことを確認したうえで、原子炉プールの水位を確認する。5 cm/分（設計基準事故想定）を超える原子炉プール水位低下を確認した場合には、燃料露出まで十分な作業時間が確保できないと判断し、原子炉建家外からの給水を行う。水位低下が5 cm/分以内の場合は、十分な作業時間が確保できると判断し、原子炉建家内での給水作業を行う。作業者はAPDを着用し、電離放射線障害防止規則に定める実効線量限度（運転員 50mSv、

緊急作業従事者 250mSv) 以下で管理する。

- ① 基準地震動を超える地震により 1 次冷却系配管が設計基準事故と同程度損傷し、かつサイフォンブレイク弁が機能喪失するが、原子炉建家内の通路等の状況から原子炉建家内での事故対応活動が可能な状況である場合を想定する。この様な想定に対しては、原子炉建家内で給水作業を行うことが可能であるため、原子炉建家内での給水の実現性を次項①に示す。
- ② 基準地震動を超える地震により 1 次冷却系配管が全周破断し、サイフォンブレイク弁 2 系統が故障することを想定する。このような想定においては、1 分程度で燃料が露出し、原子炉建家内での給水や汲み上げ対策は間に合わず、燃料破損が生じ炉頂に運転員が接近できなくなるため、影響緩和対策の一つとして原子炉建家外からの給水を行うこととなる。この想定に対し、原子炉建家外からの給水の実現性を次項②に示す。

3. 対策の実現性

本申請に係る設備を用いて対策が実現性のあるものであることを、想定される作業手順を含め以下に示す。なお、以下に示した想定作業手順は「添付書類 1. 冠水維持機能喪失時給水設備の有効性に関する説明書」の 1.4 及び 2.4 に記載したとおり、4 名いる運転員のうち 2 名で十分に対応することが可能である。

①原子炉建家内給水設備の実現性

基準地震動を超える地震により 1 次冷却材流出が生じた際に原子炉建家内での事故対応活動が可能な状況である場合、運転員は原子炉建家炉頂での手動によるサイフォンブレイク弁開操作、手動による 1 次冷却系止め弁閉操作、流出箇所補修作業等の対策をとることとしているが、これらの作業時間を稼ぐために原子炉建家内給水設備を設ける。

原子炉建家内で給水作業を行う場合は、原子炉建家と事務管理棟の間に設けられた倉庫から原子炉建家の入口（パーソナル扉、トラック扉、非常扉のうち何処から入室するかは事故時の状況による）を通り、現場（原子炉建家地階 1 区画ピットを想定）まで作業員がポンプを持参し、このルート上に電源ケーブルを敷設し、更にポンプから原子炉建家炉頂まで消防ホースを敷設することとなる（想定する電源ケーブルの敷設ルートを図 1-1～図 1-3 及び図 2 に示す）。作業に必要な可搬型ポンプ、給水ホース、電源ケーブルは全て常設のものではなく、事象発生後に原子炉建家内部の状況を確認した上で敷設作業を行うため、給水経路は確保することができる。

原子炉建家内で給水作業を行う場合に想定される主な手順は以下のとおり（括弧書きは作業開始からの想定経過時間（積算）を示す）。

- イ. 原子炉建家内の状況を確認し、入室に必要な防護資材を着用する。(10 分)
- ロ. 可搬型ポンプ、消防ホース及び電源ケーブルを 1 区画ピットへ搬送する。(20 分)

ハ. 可搬型ポンプを1区画ピットへ設置し、消防ホース及び電源ケーブルを敷設する。(30分)

ニ. 電源ケーブルを可搬型発電機に接続する。(35分)

ホ. 可搬型発電機を起動、給水を開始し、消防ホース等から漏水が無いことを確認する。(40分)

ヘ. 原子炉プールへの給水が出来ていることを目視により確認する。(45分)

なお、上記の対応手順については、次に示す②の場合も含め保安規定等に定めるところとし、要素訓練等により想定作業時間内に作業が可能であることを確認する。

ここで、本作業が時間的に十分な実現性を有することを示す。

事象想定としては、「原子炉設置変更許可申請書添付書類十」に記載した1次冷却材流出事故を考える(事象進展フロー図を図3に示す)。当該事象は原子炉運転中に1次冷却材主ポンプ入口側配管にDt/4の漏えい口が発生し、かつサイフォンブレイク弁の機能喪失を想定する。設計基準事故の一つである1次冷却系流出事故時の原子炉プール水位低下の解析結果を図4に示す。

1次冷却材流出事故発生から約61分後にサイフォンブレイク弁作動信号である「原子炉プール水位低低」(通常水位-300cm)の水位まで低下する。この後、サイフォンブレイク弁が機能せず、1次冷却材の流出が継続した場合、さらに約61分後(1次冷却材流出事故発生から約122分後)に炉心燃料が露出し始める。

この間に運転員は、原子炉建家炉頂での手動によるサイフォンブレイク弁開操作、手動による1次冷却系止め弁閉操作、流出箇所補修作業等の対策を採ることとしている。建家内の給水設備は作業開始から35分で設置作業が完了すると想定しているため、1次冷却材流出事故発生から「原子炉プール水位低低」の水位まで低下するまでの間(1次冷却材流出事故発生から約61分後)に十分給水設備を準備することができる。

給水をしない場合の流出流量が約60m³/hで、「原子炉プール水位低低」の水位から燃料露出まで約61分であったのに対し、サイフォンブレイク弁が機能しないことを確認してから給水を開始したとすると、流出流量を約40m³/hに抑えることができ、燃料露出までの時間を約90分まで引き延ばすことができる。このため、建家内での給水設備により、手動によるサイフォンブレイク弁開操作、手動による1次冷却系止め弁閉操作、流出箇所補修作業等の対策を実施する時間を稼ぐことができる。

②原子炉建家外給水設備の実現性

基準地震動を超える地震が発生し燃料破損が生じて炉頂に運転員が接近できない場合、原子炉建家内部に常設する給水用ホースを用いて原子炉建家外から給水を行うことになるが、給水用ホースとしては地震の揺れにより影響を受けることのないフレキシブルホースを用いるため、地震により大きな損傷を受けることはない。フレキシ

ブルホースは原子炉建家相当の強度を有するステージ架台に固定し、固定具としては伸縮性を有するゴム製ベルト等、ホースの変位に追従しフレキシブルホースの特性を損なわないものを用いる。仮に地震動によりステージ架台が変形する又は固定具からホースが外れたとしても、フレキシブルホースは可とう性があり容易に破断等を起こすものではないため給水経路は確保される。

原子炉建家外から給水作業を行う場合に想定される主な手順は以下のとおりである（括弧書きは作業開始からの想定経過時間（積算）を示す）。

- イ. 冷却塔ポンドに可搬型ポンプを設置する。（5分）
- ロ. 可搬型ポンプからのホースを原子炉建家壁にある給水用ホース接続口へ導き、接続する。（7分）
- ハ. 電源ケーブルを可搬型発電機から可搬型ポンプまで敷設する。（9分）
- ニ. 可搬型発電機を起動、給水を開始し、ホース等から漏水が無いことを確認する。（15分）
- ホ. 給水中、敷地周辺の放射線量を監視し、顕著な上昇が見られる場合には建家への目張り等の建家内への閉じ込め作業へ移行する。（約4時間）

以上のことから、「基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象」が発生した場合の影響緩和対策の一つである原子炉建家内外からの給水については想定する事象に対して実現可能である。

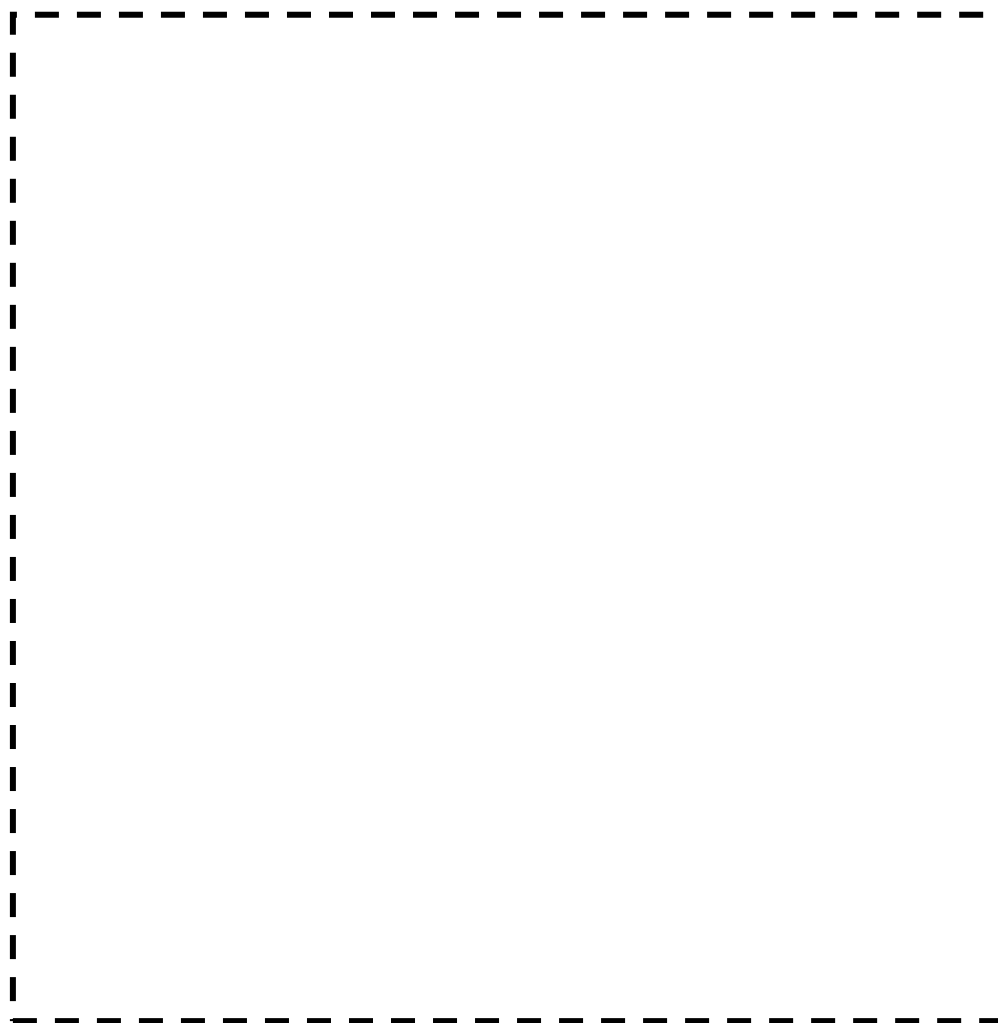


図 1-1 給水時の電源ケーブル敷設ルート図 (パーソナル扉経由)

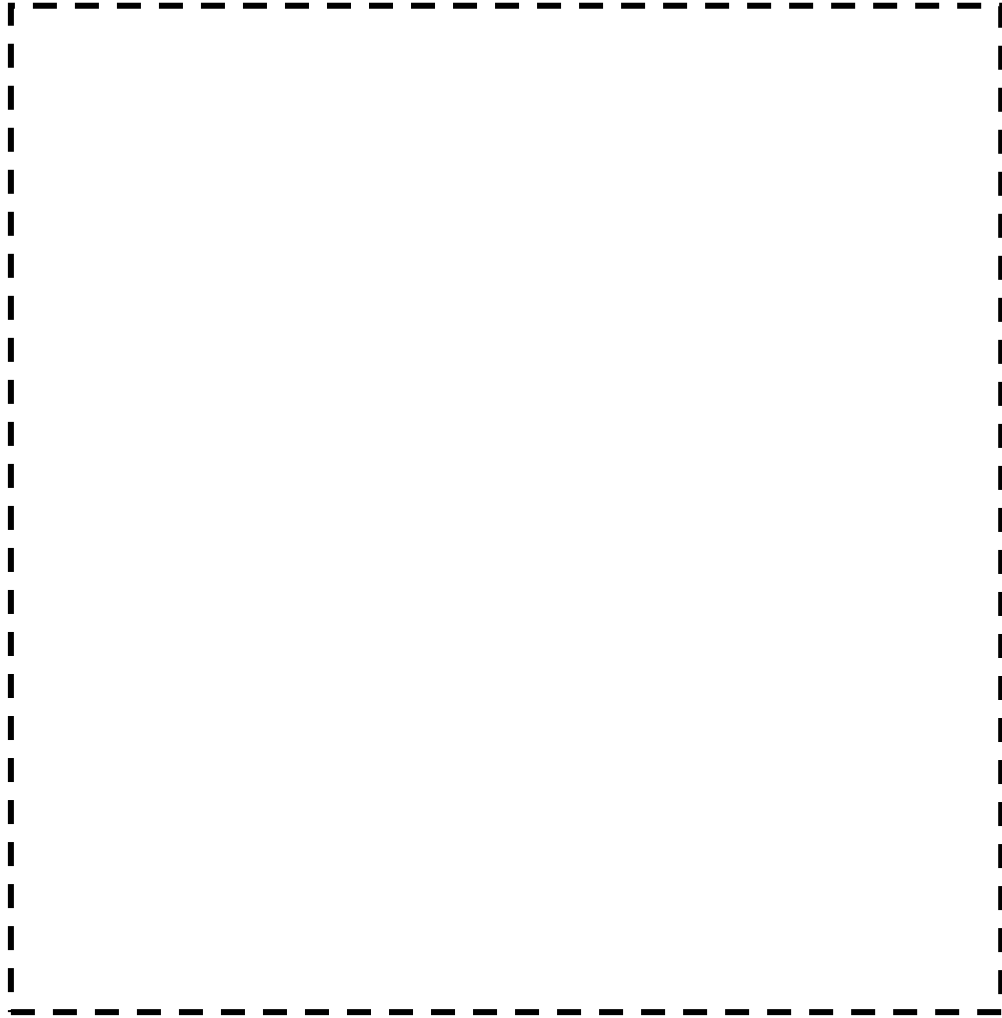


図 1-2 給水時の電源ケーブル敷設ルート図（トラック扉経由）



図 1-3 給水時の電源ケーブル敷設ルート図（非常扉経由）

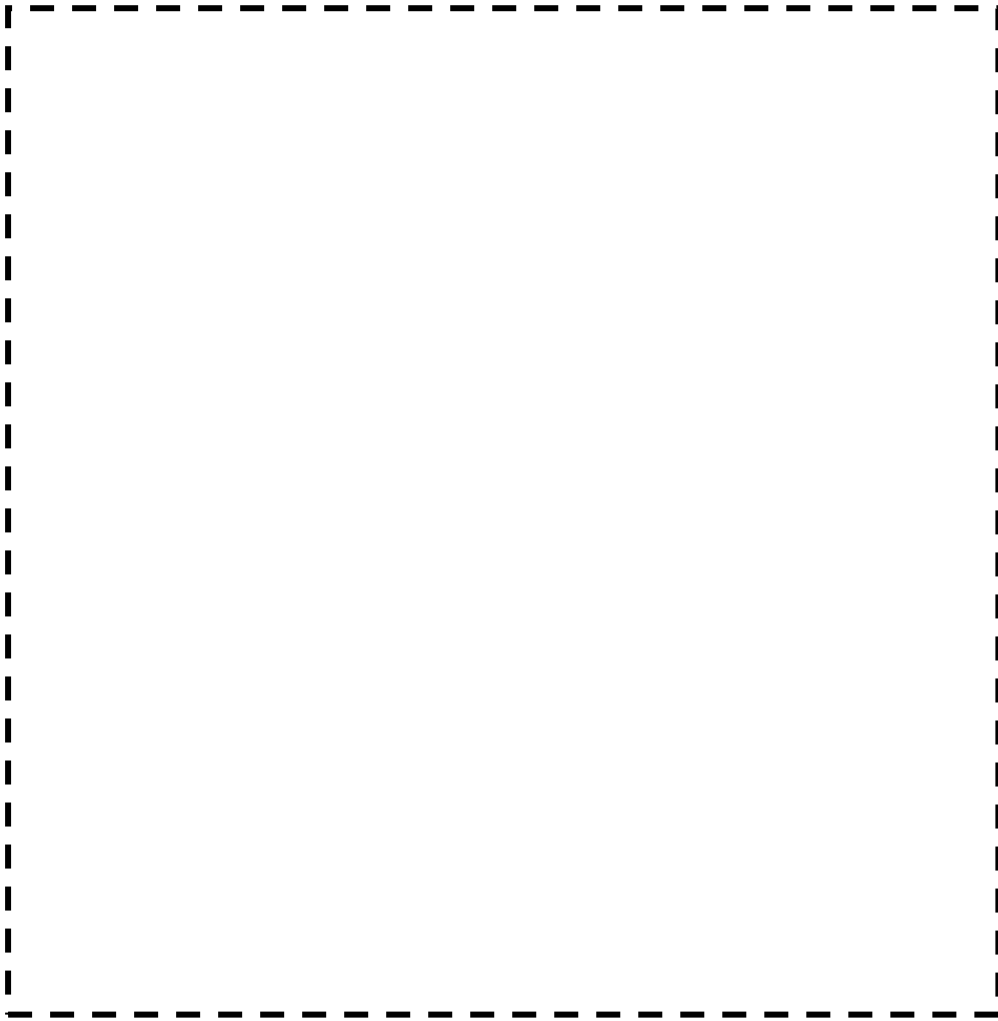
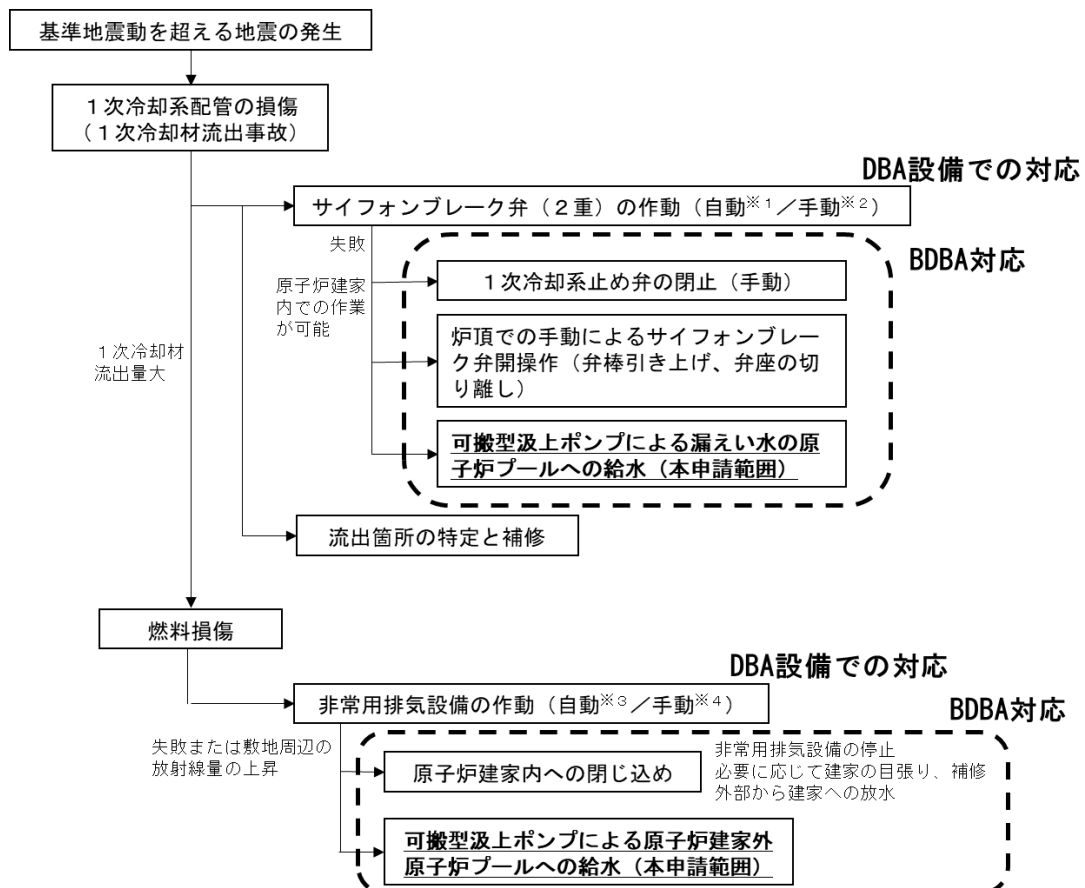


図 1-4 給水時の電源ケーブル敷設ルート図（冷却塔ポンド）



図2 非常扉使用時のケーブルルート長説明図



※1：電源喪失で「開」または非常用電源系が利用できる場合は「原子炉プール水位低低」（通常水位-300cm）で「開」
 ※2：非常用電源系が利用できる場合、制御室から開操作を行う
 ※3：非常用電源系が利用できる場合、「燃料事故モニタ高高」（BGの50倍）で自動起動
 ※4：非常用電源系が利用できる場合、制御室から起動操作を行う

図3 事象進展フロー図

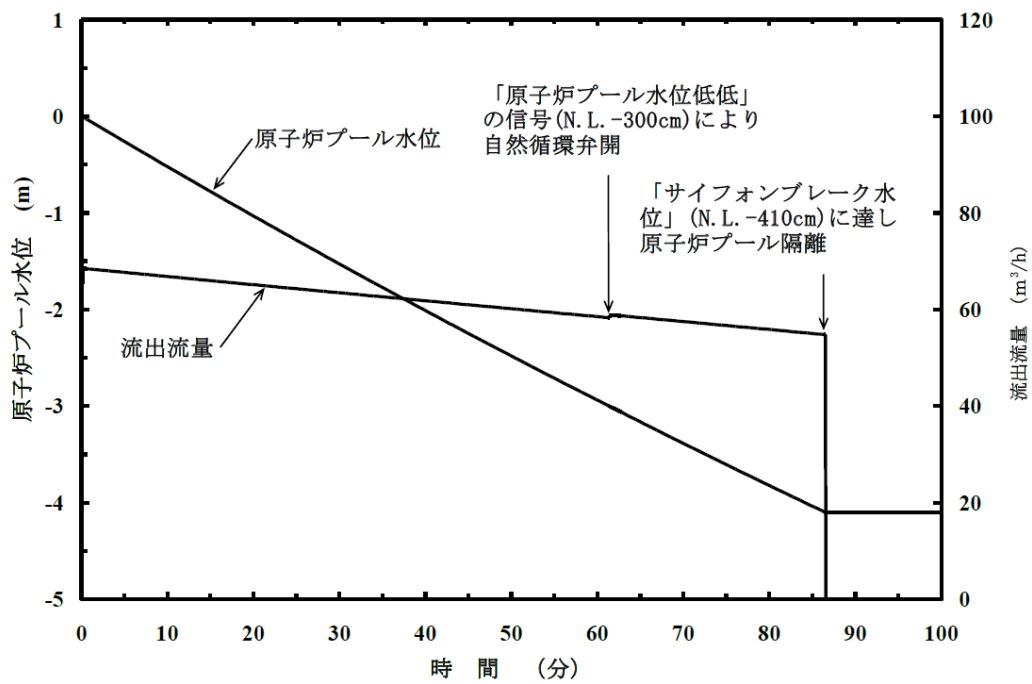


図4 1次冷却材流出事故解析結果
 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十 第3.3-3図)

【参考資料 1】

添付書類 1 冠水維持機能喪失時用給水設備の有効性に関する説明書

1. 原子炉建家の 1 区画ピットから原子炉プールへの給水（汲上対策）について

1.1 概要

基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象が発生した場合、多量の放射性物質等を放出する事故の発生防止及び拡大防止対策の一つとして冷却材の汲み上げを行う。具体的には、原子炉建家地階に溜まった冷却材を、可搬型の汲上ポンプ（水中ポンプ）と可搬型発電機（商用電源が使用可能であればそちらを使用する。）を用いて、原子炉プールに汲み上げる。汲み上げ用のホースは消防ホースを用い、地階から階段と通路を経由して原子炉プールまで接続する。

以下に本対策の有効性について示す。

1.2 給水経路

冷却材の汲上経路としては、原子炉建家地階の 1 区画ピットから原子炉プールまでである。1 区画ピットは、原子炉建家地階の（設置高さ:-8.57m）に設置されており、給水口は原子炉建家 1 階（設置高さ:7.5m）に設置されているため、給水経路の垂直長さとしては本文図-1.1 に示すとおり約 16m である。一方、水平方向の長さとしては本文図-1.2 に示すとおり約 24m である。よって、経路全体の長さとしては約 40m となる。

給水経路に用いるホースは 65A であるため、内径を保守的に 60mm とする。また、給水経路上には、ホースの曲がり個所が 11 カ所（参考図 1 参照）あるものとし、それらの曲げ角度は全て 90 度であるものとする。

1.3 必要揚程

給水流量を 18m³/h とすると、必要なポンプ揚程は参考を示した計算方法により計算でき、その結果は約 20m となる。この結果を踏まえ、本対策に用いる可搬型ポンプは、設計仕様に示した揚程 25m 以上のものを用意する。

1.4 必要人員

人員は、可搬型ポンプ等の準備のために最低 2 名の配置が必要であるが、JRR-3 原子炉施設運転時には常時 4 名の運転員が常駐しており、2 名が現場対応、2 名が制御室での監視、通報連絡対応とすることで十分対応可能である。

1.5 冠水維持の有効性

必要揚程約 20m に対し、設計仕様に示した揚程 25m 以上の可搬型ポンプを用いることとするため、原子炉プールへの冷却材の汲み上げは可能である。したがって、発生防止及び拡大防止対策として本対策は有効である。

【参考資料 1】

添付書類 1 冠水維持機能喪失時用給水設備の有効性に関する説明書

2. 原子炉建家外から原子炉プールへの給水について

2.1 概要

基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象が発生した場合、冠水が維持できず燃料が損傷した際の影響緩和対策の一つとして原子炉建家外からの給水を行う。具体的には、給水源から可搬型ポンプにより水を汲み上げ、原子炉建家壁を經由し、原子炉プール躯体炉壁に設置されている給水口から原子炉プールに給水を行う。原子炉建家外部の設備は可搬型とし、通常時は倉庫等に保管する。原子炉建家内の設備は常設とする。

以下に本対策の有効性について示す。

2.2 給水経路

原子炉建家外部からの給水経路としては本文図-1.3 及び図-1.4 に示すとおりである。建家外部の経路長は約 80m、建家内部の経路長は約 40m であり、経路全体の長さとしては約 120m である。

給水経路に用いるホースは 65A であるため、内径を保守的に 60mm とする。原子炉プール壁貫通配管（口径 25A）については、既設の配管外径が約 40mm であるため、保守的に 25A 配管（外径 34mm）であるものとし、その内径を 28mm、長さを 1m とする。また、給水経路上には、ホースの曲がり個所が 19 カ所（参考図 2 参照）あるものとし、それらの曲げ角度は全て 90 度であるものとする。

2.3 必要揚程

給水流量を $18\text{m}^3/\text{h}$ とすると、必要なポンプ揚程は参考を示した計算方法により計算でき、その結果は約 22m となる。この結果を踏まえ、本対策に用いる可搬型ポンプは、設計仕様に示した揚程 25m 以上のものを用意する。

2.4 必要人員

人員は、可搬型ポンプ等の準備のために最低 2 名の配置が必要であるが、JRR-3 原子炉施設運転時には常時 4 名の運転員が常駐しており、2 名が現場対応、2 名が制御室での監視、通報連絡対応とすることで十分対応可能である。

2.5 冠水維持の有効性

冠水を回復させるために必要な水量は最低限約 56m^3 （原子炉プール底面から燃料上部までの約 2.6m）である。給水流量が $18\text{m}^3/\text{h}$ であるので、炉心の再冠水に要する時間は約 3 時間となる。これに対し、設計仕様で示した可搬型発電機は、1 回の給油で約 6 時間運転することが可能である。したがって、炉心の再冠水が可能であり、影響緩和対策として本対策は有効である。

【参考資料 1】

添付書類 1 冠水維持機能喪失時用給水設備の有効性に関する説明書

参考. 可搬型ポンプの給水能力の計算方法

可搬型ポンプの給水能力は、以下の式を用いて計算した。

$$u = \sqrt{2gH / (\lambda_1 \frac{l_1}{d_1} + \lambda_2 \frac{l_2}{d_2} + \dots + \zeta_1 + \zeta_2 + \dots + 1)}$$

ここで、

u : ホース内平均流速 (m/s)

g : 重力加速度 (=9.8m/s²)

H : 損失水頭 (m)

λ : 管摩擦損失係数 (-)

l : ホース長 (m)

d : ホースの内径 (m)

ζ_n : ホース曲がり部の形状損失 (-) (曲がり角度が 90° の場合は $\zeta = 1$ とする)

である。

管路の管摩擦損失係数については、はレイノルズ数 Re を用いて計算でき、

$$\lambda = \frac{64}{Re} \quad (\text{層流の場合})$$

又は

$$\lambda = 0.3164 \cdot Re^{-\frac{1}{4}} \quad (\text{乱流の場合})$$

であり、レイノルズ数 Re は以下の定義式により表される。

$$Re = \frac{ud}{\nu}$$

ここで、

ν : 水の動粘度 (=1.00×10⁻⁶ m²/s)

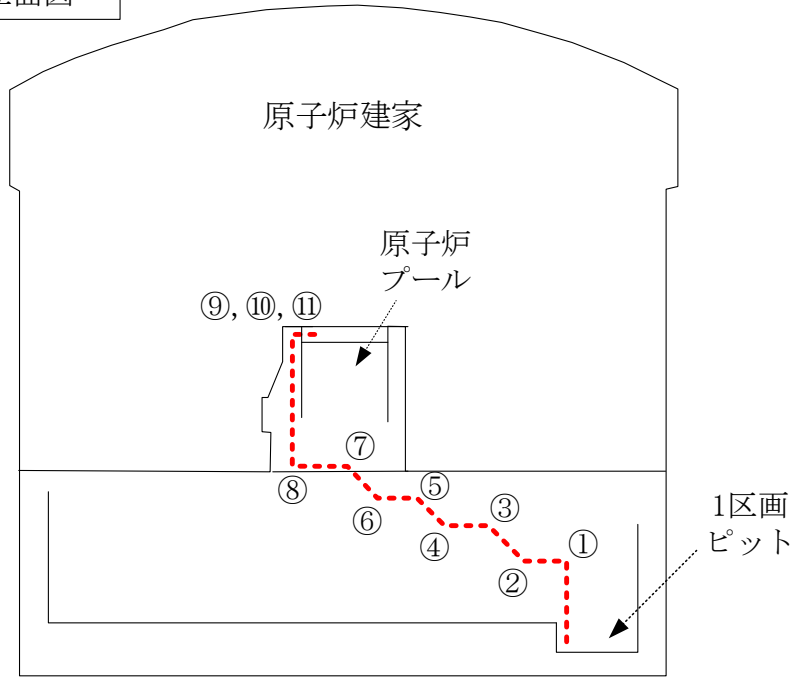
である。

上記の式に対し、供給流量すなわちホース内平均流速を与えると、その流量での損失水頭が得られる。給水経路上にホースの口径が異なる区間がある場合は、それぞれの区間について損失水頭を算出し足し合わせる。これに、ポンプ設置場所から給水口までの静水頭を加えると、ポンプの必要揚程となる。

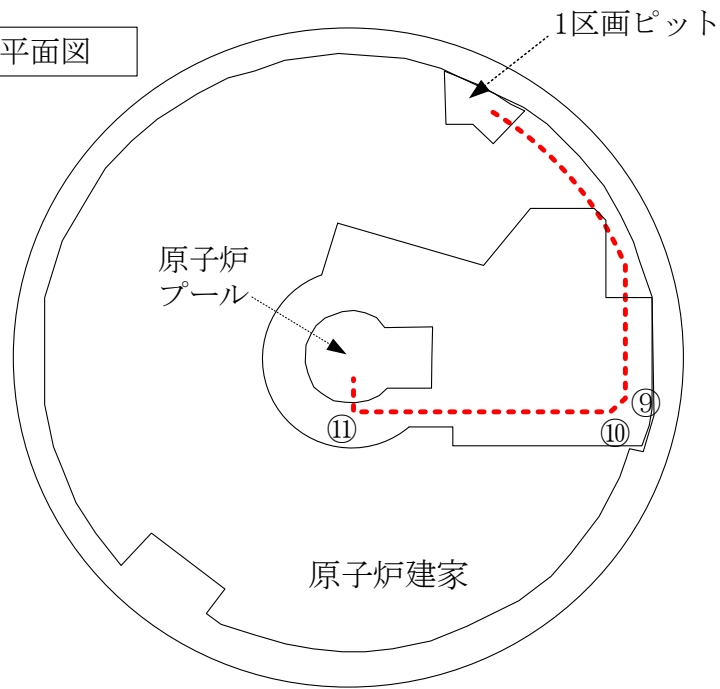
【参考資料 1】

添付書類 1 冠水維持機能喪失時用給水設備の有効性に関する説明書

原子炉建家立面図



原子炉建家平面図



----- 給水ホース

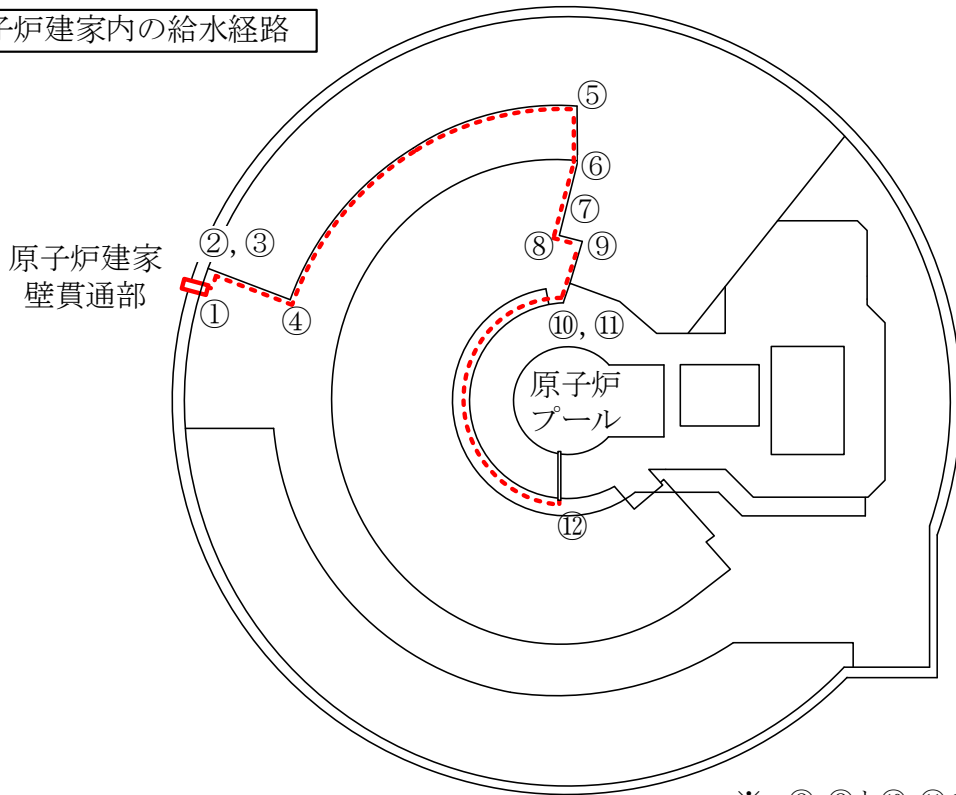
※ 数字は曲がり箇所を示す。

参考図 1 原子炉建家内からの想定給水経路における給水ホースの曲がり箇所

【参考資料 1】

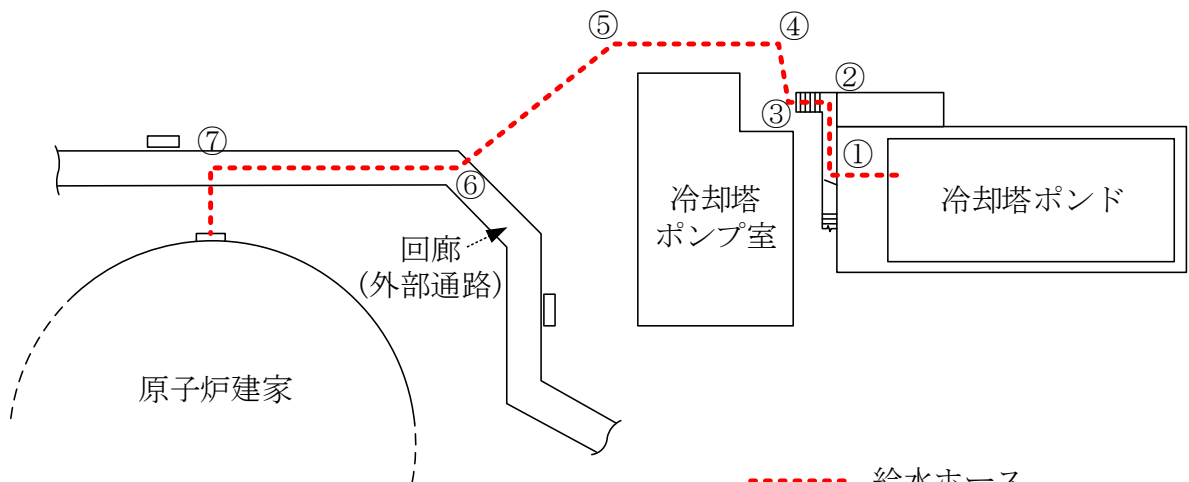
添付書類 1 冠水維持機能喪失時用給水設備の有効性に関する説明書

原子炉建家内の給水経路



※ ②, ③と⑩, ⑪の部位は垂直立ち上がり部であるため、曲がり部は2カ所となる

冷却塔ポンドから原子炉建家までの給水経路



----- 給水ホース

※ 数字は曲がり箇所を示す。

参考図 2 原子炉建家外からの想定給水経路における給水ホースの曲がり箇所

【参考資料2】
可搬型設備イメージ図

可搬型発電機（※写真のものは45kVA）



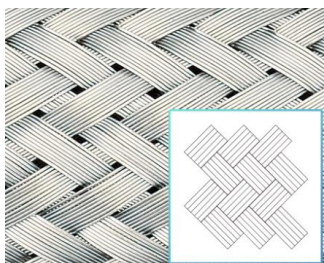
電動式可搬型ポンプ



フレキシブルホース内側（ステンレス製チューブ）注1



フレキシブルホース外側（ブレード）注1



呼称径	チューブ寸法(mm)			使用圧力(MPa)※	
	内径	外径	厚み	ブレード1重	ブレード2重
65	67	86	0.4	1.7	2.2

※何れも設工認申請書の仕様を満足する

注1：南国フレキ工業株式会社 HP (<https://www.nfk-jp.com/products/flexible/>) より